

مدل سازی ترموهیدرولیکی محفظه ایمنی راکتور در اثر حادثه از دست دادن خنک کننده به روش چند حجمی

چکیده: یکی از خطرناکترین حوادثی که ممکن است در راکتورهای هسته‌ای اتفاق بیافتد حادثه از دست دادن خنک کننده می‌باشد که مهمترین این حوادث، حادثه شکسته شدن گیوتینی شاخه خنک کننده سرد یا گرم راکتور در حین بهره‌برداری در قدرت بالا 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 چندحجمی لایه‌ای عمودی در نظر گرفته شده است و معادلات بقای جرم، انرژی و ممنتوم 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 ۲۰۱۹ انجام شده است. نمودارهای تغییرات فشار، دما و انتقال حرارت با زمان ترسیم گردیده و سپس نتایج به دست آمده با نتایج موجود مقایسه شده است.

واژه های راهنما: محفظه ایمنی، ترموهیدرولیک، مدل سازی چندحجمی، شکستگی گیوتینی، حالت دوفازی

محمدباقر

محمدصادقی آزاد*

دانشیار، دانشکده مهندسی
مکانیک، دانشگاه شهید مدنی
آذربایجان، تبریز

فرزاد چوهدار رحیم

دانشجوی دکتری، دانشکده
مهندسی مکانیک، دانشگاه
صنعتی ارومیه، ارومیه

سید کاظم یکانی

استادیار، دانشکده مهندسی
مکانیک، دانشگاه محقق اردبیلی،
اردبیل

مقاله علمی پژوهشی

دریافت: ۱۴۰۰/۰۶/۰۶

پذیرش: ۱۴۰۱/۰۲/۲۸

Mohammad Bagher
Sadeghi Azad*

Associate Professor,
Department of Mechanical
Engineering, Azarbaijan
Shahid Madani University,
Tabriz

Farzad Choobdar
Rahim

PhD Student, Department
of Mechanical Engineering,
Urmia University of
Technology, Urmia

Seyyed Kazem
Yekani

Assistant Professor,
Department of Mechanical
Engineering, University of
Mohaghegh Ardabili,
Ardabil

Investigation of the loss of coolant accident in the safety containment of the nuclear power reactor

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 Multi-volume method in Advanced Pressurized water reactor which is one of the most sophisticated safe reactors that has ever been built. The conservation mass, energy and momentum 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.

Keywords: Reactor Containment, Thermo-hydraulic, Multi-volume Modeling, Guillotine Fracture, Two Phase

۱- مقدمه

هسته‌ای در جهان است که از انرژی هسته‌ای استفاده می‌کند. این راکتورها معمولاً در فشارهای آبی بالا (مثل ۱۵ مگاپاسکال یا ۲۲۵۰ پی‌اس‌آی کار می‌کنند، و از آنجایی که آب درون این سیستم‌ها به صورت بخار نیست، راکتور احتیاج به مبادله گرهای گرمایی جهت تولید انرژی دارد، لذا بازده کل این نوع راکتور حدوداً بین ۳۲٪ تا ۳۳٪ تخمین زده می‌شود. این راکتور یکی از سه نوع راکتورهای آب سبک است، این نوع راکتور، رایج‌ترین نوع راکتورهای هسته‌ای است و در حال حاضر، بیش از ۲۳۰ عدد از آن‌ها در نیروگاه‌های هسته‌ای تولید برق و صدها راکتور دیگر برای تأمین انرژی تجهیزات دریایی مورد استفاده قرار می‌گیرند [۲]. یک مدل از این نوع راکتورها، راکتور پیشرفته‌ای پی ۱۰۰۰ می‌باشد که در ادامه به بررسی بیشتر آن خواهیم پرداخت.

راکتور ای پی ۱۰۰۰ یک راکتور آب تحت فشار با قدرت ۱۰۰۰ مگاوات الکتریکی با دو حلقه تنظیم فشار می‌باشد، که این راکتور مجهز به سیستم‌های ایمنی خود کار (یعنی سیستم‌هایی که بدون برق کار می‌کنند مانند آب انبارها که در اثر اختلاف فشار تخلیه می‌شوند) و الکترونیکی (همانند پمپ خنک‌کننده و دیزل ژنراتورها ...) می‌باشد [۳ و ۴].

۱-۱ سیستم‌های ایمنی وابسته راکتور ای پی ۱۰۰۰:

- ۱) سیستم‌های خنک‌کننده قلب
- ۲) سیستم‌های خنک‌کننده محفظه ایمنی
- ۳) اتاق کنترل اضطراری
- ۴) ایزوله کردن محفظه ایمنی

۲-۱ سیستم‌های خنک‌کننده قلب:

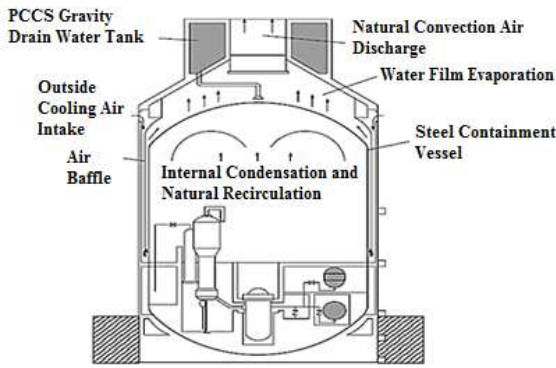
وظیفه این سیستم محافظت نیروگاه در برابر هر گونه نشستی و گسیختگی که با اندازه‌های متفاوت در سیستم‌های خنک‌کننده راکتور ایجاد می‌شود می‌باشد. سیستم‌های خنک‌کننده قلب راکتور امنیت بخش‌های زیر را تأمین می‌کند:

- ۱) برداشت حرارت مانده در قلب راکتور
- ۲) تزریق ایمنی
- ۳) تغییرات ناگهانی فشار

در شکل ۱ اجزای تشکیل دهنده سیستم‌های خنک‌کننده راکتور و قلب راکتور ای پی ۱۰۰۰ نشان داده شده است.

دستورالعمل از زمانی که انرژی هسته‌ای بعنوان یک انرژی کاربردی و مفید شناخته شده است در راستای آن مسائل ساختار، عملکرد و ایمنی نیروگاه‌ها و حفاظت از محیط زیست نیز حائز اهمیت می‌باشند. سیستم‌های هسته‌ای بدلیل اینکه اگر حادثه‌ای رخ دهد ممکن است مواد رادیواکتیو به محیط زیست نشت پیدا کند و باعث آلودگی محیط زیست گردد، از اهمیت فوق‌العاده‌ای برخوردار هستند، بنابراین مطالعه ساختار راکتورها و آشنایی با عملکرد آنها در زمان حوادث و بررسی مسائل مربوط به ایمنی بسیار مهم و حیاتی می‌باشند. 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 خنک‌کننده (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 [۱]. 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 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 ایمنی، جدا از لایه بتنی است و لایه بتنی جهت حفظ محفظه از آسیب‌های ناشی از برخورد موشک و هواپیما تعبیه گردیده است. سیستم محفظه‌های ایمنی در راکتورهای قدرت معمولاً بوسیله اندازه، شکل، مواد استفاده شده در ساختار محفظه و سیستم‌های حمایتی در هنگام حوادث مشخص می‌شوند. سیستم‌های حمایتی مورد استفاده در مواقع حادثه در تعیین اندازه راکتور بسیار مهم می‌باشند. نوع محفظه برای راکتورها با توجه به نوع راکتور، تولیدات راکتور و نیازهای ضروری نیروگاه تعیین می‌گردد [۲].

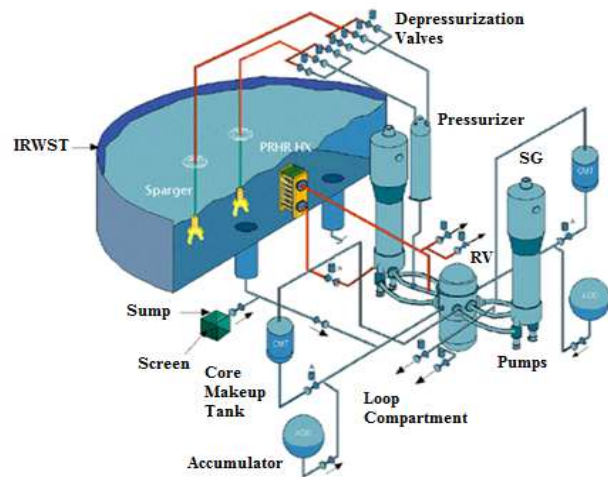
راکتور آب تحت فشار معروف به راکتورهای پی.دبلیو.آر یکی از نخستین انواع راکتور هسته‌ای صنعتی در نیروگاه‌ها



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

آب انباره‌های خودکار خنک کننده محفظه ایمنی در بخش بالایی محفظه ایمنی قرار دارد که با آب غیرمعدنی با حجم کم که برای خنک کاری محفظه ایمنی در نظر گرفته شده‌اند پر شده است و همچنین از آب انباره‌های خودکار خنک کننده برای تامین آبجبرانی^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 گنبدی بالای محفظه ایمنی ایجاد شده است که در مواقع حوادث آب اضافی این آب انباره‌ها و سیستم‌های کمکی بر روی این بخش گنبدی ریخته می‌شود. جهت توزیع بهتر آب در بخش گنبدی شکل محفظه، در این بخش شیاری روی آن در نظر گرفته شده است. همچنین صفحه‌های عمودی به صورت شعاعی در بخش گنبدی محفظه برای جلوگیری از زود سریز شدن آب تعبیه شده‌اند [۶ و ۵]. در شکل ۲ بخش ورودی هوا و ساختار حفاظ بتنی راکتور ای.پی. ۱۰۰۰ نشان داده شده است.

به دلیل اهمیت مسئله ایمنی در نیروگاه‌های هسته‌ای باید در طراحی نیروگاه‌ها آنالیز حوادث صورت گیرد یکی از مهمترین حوادثی که باید مورد بررسی قرار گیرد حادثه از دست دادن خنک کننده^۲ می‌باشد که در زمان وقوع این حادثه حجم زیادی از آب سیستم خنک کننده با فشار و دمای بالا به داخل محفظه ایمنی راکتور تخلیه می‌گردد [۷]، که در این زمینه تحقیقات و مطالعات زیادی تا به حال صورت گرفته است از جمله بررسی شبیه‌سازی عددی حادثه از دست دادن خنک کننده در اثر شکستگی بزرگ^۳ برای راکتور ای.پی. ۱۰۰۰ توسط کد محاسباتی ریلپ ۴، که در این مقاله سیستم خنک کننده خودکار



شکل ۱ سیستم‌های خودکار خنک کننده راکتور و قلب راکتور ای.پی. ۱۰۰۰ [۴ و ۳].

۱-۳ سیستم خودکار خنک کننده قلب راکتور ای.پی. ۱۰۰۰:

سیستم خودکار خنک کننده قلب دارای سه منبع آب جهت خنک نگهداشتن قلب راکتور می‌باشد که این سه قسمت عبارتند از:

- ۱) تانک های آب جبرانی قلب
- ۲) آب انباره‌ها
- ۳) تانک‌های آب جهت سوخت گذاری

۱-۴ سیستم خودکار خنک کننده محفظه ایمنی راکتور:

وظیفه این سیستم خنک کردن محفظه ایمنی در مواقع حادثه می‌باشد و از رسیدن فشار محفظه به فشار طراحی جلوگیری می‌کند. جداره استیلی محفظه حرارت ایجاد شده در اثر حادثه را از داخل محفظه به بیرون محفظه انتقال می‌دهد به عبارت دیگر سطح انتقال حرارت محفظه را تشکیل می‌دهد. اجزاء اصلی خودکار خنک کننده محفظه ایمنی راکتور شامل موارد زیر می‌باشند (شکل ۲):

- ۱) آب انباره‌های خودکار خنک کننده محفظه ایمنی
- ۲) سیستم‌های توزیع آب
- ۳) تیغه هوا
- ۴) ورودی‌ها و خروجی‌های هوا

³ LBLOCA (Large Break Lose of Coolant Accident)

¹ Make Up

² LOCA (Loss of Coolant Accident)

نظر گرفته می شود [۱۴]، بهبود فناوری تجزیه و تحلیل ایمنی برای محفظه راکتور هسته‌ای با در نظر گرفتن تعامل بین سیستم خنک کننده راکتور (RCS) و محفظه ایمنی، با هدف تجربی در شبیه سازی یکپارچه RCS و محفظه، با یک مرکز آزمایش اثر تجزیه ناپذیر ATLAS-CUBE شبیه سازی واقع بینانه فشار و دما (P/T) طراحی و بررسی شده است [۱۵]. در اینجا به چند نمونه از کارهایی که در این زمینه انجام شده بود اشاره گردید ولی در کل مطالعات زیادی در زمینه شبیه سازی محفظه ایمنی راکتورها در زمان بروز حادثه از دست دادن خنک کننده صورت گرفته است [۱۶-۲۲]. ولی در اغلب کارهای پژوهشی صورت گرفته بیشتر از کدهای موجود به بررسی حوادث از دست دادن خنک کننده در محفظه ایمنی راکتورها پرداخته شده است اما در این مقاله سعی شده است از مدل حجم بندی متفاوت و ساده استفاده گردد و معادلات لازم که در شبیه سازی حادثه از دست دادن خنک کننده برای محاسبه پارامترهای ترموهیدرولیکی و انتقال حرارت محفظه ایمنی کاربرد دارند استخراج گردند و به صورت عددی و کدنویسی بررسی گردند و برای این مطالعه و مدل سازی، راکتور ای-پی ۱۰۰۰ که جزء نسل جدید راکتورهای پیشرفته، به روز، ایمنی بالا و مورد توجه اغلب کشورها می باشد انتخاب گردیده است.

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:

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

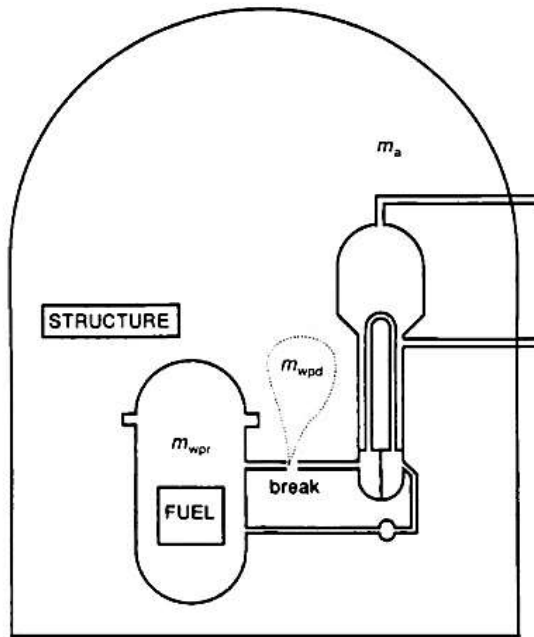
۲- مدل سازی های مختلف حادثه از دست دادن خنک کننده در محفظه ایمنی

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

- ۱) مدل سازی تک حجمی محفظه ایمنی
- ۲) مدل سازی چندحجمی محفظه ایمنی

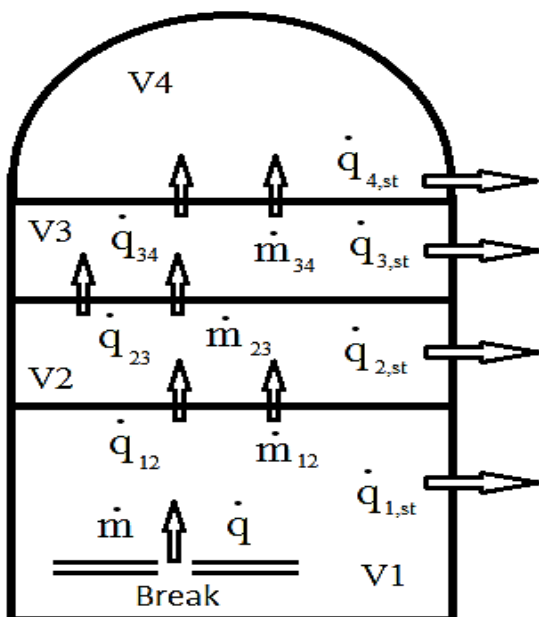
در مدل سازی تک حجمی کل محفظه ایمنی به صورت یک حجم با فشار و دما و خواص ترمودینامیکی ثابت در هر بازه زمانی فرض می شود. ولی در حالت چند حجمی محفظه را به چند حجم تقسیم بندی می کنند که در ابتدا فشار و دما در تمام

قلب راکتور توسط کد محاسباتی ریلپ مدل سازی شده است و از ساختارهای حرارتی برای شبیه سازی میله سوخت قلب راکتور استفاده گردیده است و نقش انتقال حرارت هدایتی در فرایند تزریق مجدد آب توسط سیستم خنک کننده به قلب راکتور بررسی گردیده است [۸]، شبیه سازی حادثه از دست دادن خنک کننده در اثر شکستگی کوچک در راکتور ای-پی ۱۰۰۰ با استفاده از کد ریلپ ۵ و مقایسه نتایج با کد نوترامپ، در این مقاله به بررسی آنالیز گذرای تغییرات پارامترهای ترموهیدرولیکی سیستم خنک کننده مدار اولیه در زمان حادثه شکستگی کوچک پرداخته شده است [۹]، آنالیز ترموهیدرولیکی و تنش محفظه ایمنی راکتور ای-پی ۱۰۰۰ در طی حادثه از دست دادن خنک کننده با خنک کنندگی حالت خشک، در این مقاله آنالیز تنش بر روی دیواره محفظه ایمنی راکتور در دو حالت فعال بودن و نبودن سیستم خنک کننده خودکار راکتور توسط کد آباکوس انجام شده است که در این شبیه سازی از مدل دو فازی حرارتی و ترموهیدرولیکی در داخل محفظه ایمنی استفاده شده است و نتایج نشان می دهند که در صورت خرابی سیستم خنک کننده راکتور بازهم تنش ایجاد شده بر روی دیواره از تنش عملکردی پایین تر می باشد و دیواره محفظه ایمنی همچنان ایمن باقی خواهد ماند [۱۰]، آنالیز و شبیه سازی شکستگی ۱۰ اینچی در شاخه سرد خنک کننده راکتور ای-پی ۱۰۰۰، در این مقاله مدار خنک کننده اولیه، ثانویه و همچنین سیستم خنک خودکار راکتور در زمان حادثه از دست دادن خنک کننده توسط کد ریلپ مدل سازی و با کد نوترامپ مقایسه گردیده است نتایج به دست آمده نشان می دهد که راکتور در زمان اتفاق افتادن حادثه کوچک از دست دادن خنک کننده در صورت فعال بودن سیستم خنک کننده خودکار ایمن می باشد [۱۱]، آنالیز نشتی در سیستم خنک کنندگی راکتور قدرت ای-پی ۱۰۰۰ [۱۲]، شبیه سازی تغییرات فشار محفظه ایمنی راکتور نیروگاه هسته‌ای بوشهر در اثر حادثه از دست دادن خنک کننده با استفاده از مدل سازی تک و چند حجمی توسط کد کانتین، در این مقاله محفظه ایمنی راکتور بوشهر برای حادثه شکستگی بزرگ در شاخه خنک کننده در دو حالت تک حجمی و چندحجمی با در نظر گرفتن اسپری آب از بالای محفظه ایمنی هنگام وقوع حادثه مدل سازی شده است که نتایج حاصله حاکی از ایمن بودن محفظه ایمنی در شرایط حادثه می باشد [۱۳]، تجزیه و تحلیل شکست شدن ساختمان محفظه ایمنی راکتور نیروگاه هسته‌ای تحت حادثه فشار داخلی، در این تحقیق محاسبه بر اساس روش اجزای محدود و بر اساس قاعده موازی مخلوطها انجام شده است، با استفاده از این تکنیک ها، تأثیر همه مواد موجود در ساختار در



شکل ۳ حالت کنترل حجم [۲۴]

در این بخش به معرفی معادلات استفاده شده در مدل سازی چند حجمی پرداخته شده است. در این مدل سازی محافظه ایمنی راکتور را به صورت چهار حجمی تقسیم بندی کرده و معادلات بقای جرم و انرژی را برای آنها می نویسیم، و همچنین از معادله بقای ممنتوم برای انتقال جرم در اثر اختلاف فشار بین دو حجم استفاده شده است، در شکل ۲ یک تقسیم بندی از محافظه ایمنی در حالت چهار حجمی نشان داده شده است [۲۴].



شکل ۴ محافظه چهار حجمی مدل سازی شده

حجم‌ها دارای مقادیر ثابت می‌باشند. به محض بروز حادثه فشار و دما در حجم‌ها باهم متفاوت می‌شوند و برای مدل سازی باید روابط موجود در حجم‌ها بصورت جداگانه نوشته شود. در این مقاله مدل سازی انجام شده به صورت چندحجمی صورت گرفته است و حجم محافظه ایمنی در راستای ارتفاعی به صورت لایه‌ای به ۴ حجم مساوی تقسیم بندی شده است و محل شکستگی لوله خنک کننده در حجم اول قرار دارد و در نهایت تغییرات فشار و دمای حجم‌ها نسبت به زمان محاسبه گردیده است.

۱-۲ معادلات حاکم برای مدل سازی محافظه ایمنی در حالت چند حجمی:

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

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

(۱) به شرایط ترمودینامیکی اولیه و جرم آب موجود در هوای

داخل محافظه

(۲) شرایط و میزان هوای موجود در داخل محافظه ایمنی

(۳) به دبی جرمی آب ورودی به محافظه و وجود چشمه و چاه

گرمایی

(۴) احتمال وجود واکنش‌های شیمیایی گرمازا

(۵) واپاشی گرمایی قلب راکتور

حال با استفاده از تقریب کنترل حجم به مدل سازی چند

حجمی محافظه ایمنی می‌پردازیم.

با توجه به شکل (۳) به محض ترکیدن لوله‌ی آب خنک کننده، آب موجود در داخل مدار اولیه با فشار زیاد وارد محافظه ایمنی می‌گردد، که در طول زمان حجم کنترل چهار حجم ثابت می‌ماند. در این مدل سازی کل محافظه را به صورت چند حجم با یک فشار و دما در نظر گرفته می‌شود.

معادله بقای جرم:

$$\frac{dM}{dt} = \dot{m}_{in} - \dot{m}_{out} = \sum \dot{m}_i \quad (1)$$

که در این رابطه \dot{m}_{in} دبی جرمی خروجی از محل شکستگی لوله و \dot{m}_{out} دبی جرمی ورودی از حجم اول به حجم دوم می باشد.

معادله بقای انرژی:

$$\frac{dU_{c.v}}{dt} = \dot{Q}_{c.v} - \dot{W}_{c.v} + \dot{m}_i e_i - \dot{m}_e e_e + \dot{W}_{flow\ in} \quad (2)$$

که

$$\dot{W}_{flow\ in} = FV = \int PvdA = Pvm$$

$$\frac{dU_{c.v}}{dt} = \dot{Q}_{c.v} - \dot{W}_{c.v} + \dot{m}_i(e_i - P_i v_i) - \dot{m}_e(e_e - P_e v_e) \quad (3)$$

معادله (۳) را می توان به شکل زیر نوشت:

$$\frac{dU_{c.v}}{dt} = \dot{Q}_{c.v} - \dot{W}_{c.v} + \sum \dot{m}_i \left(h_i + \frac{1}{2} v_i^2 + gZ_i \right) - \sum \dot{m}_e \left(h_e + \frac{1}{2} v_e^2 + gZ_e \right) \quad (4)$$

که کار حجم کنترل در حجمی برابر صفر میباشد به عبارت دیگر:

$$\dot{W}_{c.v} = P_i \frac{dV_i}{dt} = 0$$

معادله بقای ممنتوم:

از این معادله برای انتقال جرم بین یک حجم با حجم های اطرافش استفاده می کنیم.

$$\frac{d\dot{m}_{ij}}{dt} = \left(\Delta P - C_{FC} \frac{|\dot{m}_{ij}| \dot{m}_{ij}}{\rho(A)^2} \right) \frac{A}{L} \quad (5)$$

که در این رابطه \dot{m}_{ij} جرم تبادل شده بین دو حجم، ΔP اختلاف فشار موجود بین دو حجم، C_{FC} ضریب افت فشار سیال، ρ دانسیته سیال، A مساحت سطح تماس بین دو حجم و L فاصله مراکز بین دو حجم می باشد.

برای حجم اول داریم:

$$\int_{m_1^t}^{m_1^{t+\Delta t}} dm_1 = m_1^{t+\Delta t} - m_1^t = \int_t^{t+\Delta t} (\dot{m}_{Break} - \dot{m}_{12}) dt \quad (6)$$

که در این رابطه \dot{m}_{12} دبی جرمی ورودی از حجم ۱ به حجم ۲ میباشد.

$$\int_{U_1^t}^{U_1^{t+\Delta t}} dU_1 = U_1^{t+\Delta t} - U_1^t = \int_t^{t+\Delta t} \left(\left(\sum \dot{m}_{Break} \left(h_{Break} + \frac{1}{2} v_{Break}^2 + gZ_{Break} \right) - \sum \dot{m}_{12} \left(h_{12} + \frac{1}{2} v_{12}^2 + gZ_{12} \right) - \dot{Q}_{V1-st1} \right) \right) dt \quad (7)$$

$$\int_{U_1^t}^{U_1^{t+\Delta t}} dU_1 = U_1^{t+\Delta t} - U_1^t = \left(\sum_i (\dot{m}_{Break} - \dot{m}_{12}) \Delta t (u_1) \right) \quad (8)$$

که در این رابطه \dot{Q}_{V1-st} انتقال حرارت از حجم ۱ به بیرون محفظه میباشد.

برای حجم دوم داریم:

$$\int_{m_2^t}^{m_2^{t+\Delta t}} dm_2 = m_2^{t+\Delta t} - m_2^t = \int_t^{t+\Delta t} (\dot{m}_{12} - \dot{m}_{23}) dt \quad (9)$$

$$\int_{U_2^t}^{U_2^{t+\Delta t}} dU_2 = U_2^{t+\Delta t} - U_2^t = \int_t^{t+\Delta t} \left(\left(\sum \dot{m}_{12} \left(h_{12} + \frac{1}{2} v_{12}^2 + gZ_{12} \right) - \sum \dot{m}_{23} \left(h_{23} + \frac{1}{2} v_{23}^2 + gZ_{23} \right) - \dot{Q}_{V2-st2} \right) \right) dt \quad (10)$$

$$\int_{U_2^t}^{U_2^{t+\Delta t}} dU_2 = U_2^{t+\Delta t} - U_2^t = \left(\sum_i (\dot{m}_{12} - \dot{m}_{23}) \Delta t (u_2) \right) \quad (11)$$

که در این رابطه \dot{Q}_{V2-st2} انتقال حرارت از حجم ۲ به بیرون محفظه می باشد.

برای حجم سوم داریم:

$$\int_{m_3^t}^{m_3^{t+\Delta t}} dm_3 = m_3^{t+\Delta t} - m_3^t \quad (12)$$

$$\int_t^{t+\Delta t} \left(\Delta P_{12} - C_{FC} \frac{|\dot{m}_{12}| \dot{m}_{12}}{\rho_{12} (A_{12})^2} \right) \frac{A_{12}}{L_{12}} dt$$

$$\int_{\dot{m}_{23}^t}^{\dot{m}_{23}^{t+\Delta t}} d\dot{m}_{23} = \dot{m}_{23}^{t+\Delta t} - \dot{m}_{23}^t = \quad (19)$$

$$\int_t^{t+\Delta t} \left(\Delta P_{23} - C_{FC} \frac{|\dot{m}_{23}| \dot{m}_{23}}{\rho_{23} (A_{23})^2} \right) \frac{A_{23}}{L_{23}} dt$$

$$\int_{\dot{m}_{34}^t}^{\dot{m}_{34}^{t+\Delta t}} d\dot{m}_{34} = \dot{m}_{34}^{t+\Delta t} - \dot{m}_{34}^t = \quad (20)$$

$$\int_t^{t+\Delta t} \left(\Delta P_{34} - C_{FC} \frac{|\dot{m}_{34}| \dot{m}_{34}}{\rho_{34} (A_{34})^2} \right) \frac{A_{34}}{L_{34}} dt$$

که در روابط بالا

$$\rho_{12}^t = \frac{\rho_1^t + \rho_2^t}{2}$$

که در این رابطه ρ_1^t دانسیته سیال در حجم ۱ و ρ_2^t دانسیته سیال در حجم ۲ در زمان t می باشد.

$$\rho_{23}^t = \frac{\rho_2^t + \rho_3^t}{2}$$

که در این رابطه ρ_2^t دانسیته سیال در حجم ۲ و ρ_3^t دانسیته سیال در حجم ۳ در زمان t می باشد.

$$\rho_{34}^t = \frac{\rho_3^t + \rho_4^t}{2}$$

که در این رابطه ρ_3^t دانسیته سیال در حجم ۳ و ρ_4^t دانسیته سیال در حجم ۴ در زمان t می باشد.

و فشار کل و دمای کل هر حجم و فشار و دمای میانگین محفظه از رابطه زیر محاسبه می کنیم:

$$P_{total-i} = P_{air-i} + P_{water-i} + P_{steam-i} \quad (21)$$

$$T_{total-i} = \frac{(m_{water-i})(T_{water-i}) + (m_{steam-i})(T_{steam-i})}{(m_{water-i} + m_{steam-i})} \quad (22)$$

$$P_{average} = \frac{\sum_{i=1}^{i=4} P_i V_i}{\sum_{i=1}^{i=4} V_i} \quad , \quad T_{average} = \frac{\sum_{i=1}^{i=4} T_i V_i}{\sum_{i=1}^{i=4} V_i} \quad (23)$$

در شکل ۵ فلوجارت مربوط به مدل سازی چند حجمی برای حجم اول نشان داده شده است که به همین ترتیب برای حجم های دیگر قابل استفاده می باشد. با توجه به اینکه مدل سازی برای حالت دو فازی می باشد از جدول ترمودینامیکی اشباع آب استفاده شده است.

$$= \int_t^{t+\Delta t} (\dot{m}_{23} - \dot{m}_{34}) dt$$

$$\int_{U_3^t}^{U_3^{t+\Delta t}} dU_3 = U_3^{t+\Delta t} - U_3^t = \quad (13)$$

$$\int_t^{t+\Delta t} \left(\left(\sum \dot{m}_{23} \left(h_{23} + \frac{1}{2} v_{23}^2 + gZ_{23} \right) \right) \right. \\ \left. \left(- \sum \dot{m}_{34} \left(h_{34} + \frac{1}{2} v_{34}^2 + gZ_{34} \right) \right) \right) dt$$

$$- \dot{Q}_{V3-st3}$$

$$\int_{U_3^t}^{U_3^{t+\Delta t}} dU_3 = U_3^{t+\Delta t} - U_3^t = \quad (14)$$

$$\left(\sum_i (\dot{m}_{23} - \dot{m}_{34}) \Delta t (u_3) \right)$$

که در این رابطه \dot{Q}_{C-st3} انتقال حرارت از حجم ۳ به بیرون محفظه می باشد.

برای حجم چهارم داریم:

$$\int_{m_4^t}^{m_4^{t+\Delta t}} dm_4 = m_4^{t+\Delta t} - m_4^t \quad (15)$$

$$= \int_t^{t+\Delta t} \dot{m}_{34} dt$$

$$\int_{U_4^t}^{U_4^{t+\Delta t}} dU_4 = U_4^{t+\Delta t} - U_4^t = \quad (16)$$

$$\int_t^{t+\Delta t} \left(\left(\sum \dot{m}_{34} \left(h_{34} + \frac{1}{2} v_{34}^2 + gZ_{34} \right) \right) \right) dt$$

$$- \dot{Q}_{V4-st4}$$

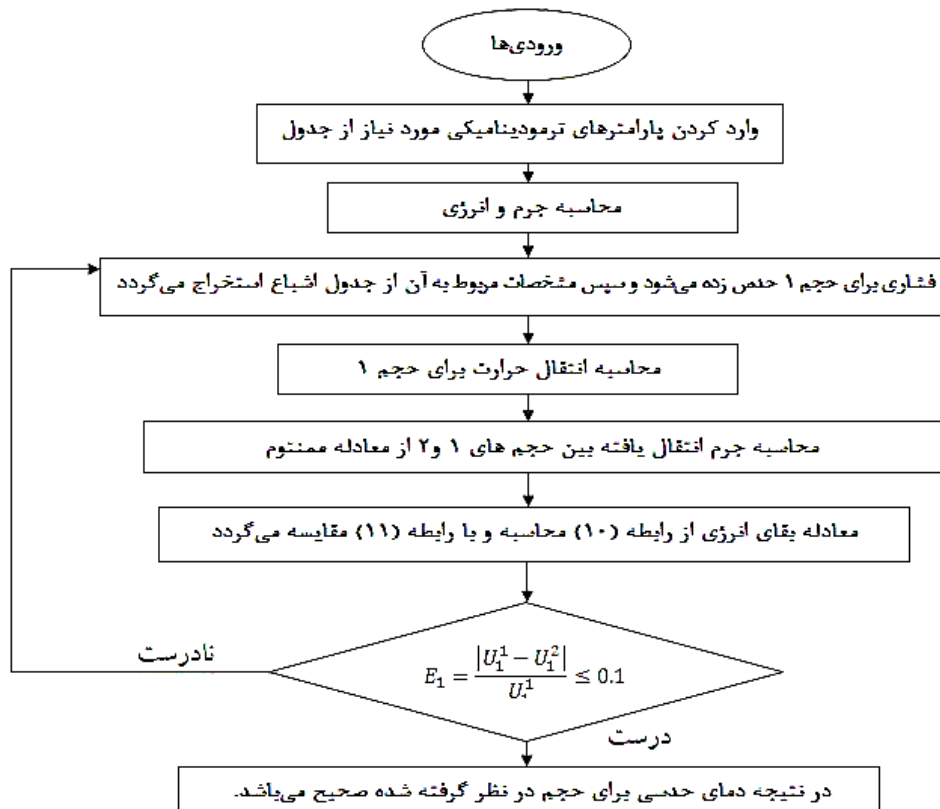
$$\int_{U_4^t}^{U_4^{t+\Delta t}} dU_4 = U_4^{t+\Delta t} - U_4^t = \quad (17)$$

$$\left(\sum_i (\dot{m}_{34}) \Delta t (u_4) \right)$$

که در این رابطه \dot{Q}_{C-st3} انتقال حرارت از حجم ۳ به بیرون محفظه می باشد.

و معادله ممنتوم که برای انتقال جرم بین دو حجم استفاده شده است به صورت زیر می باشد:

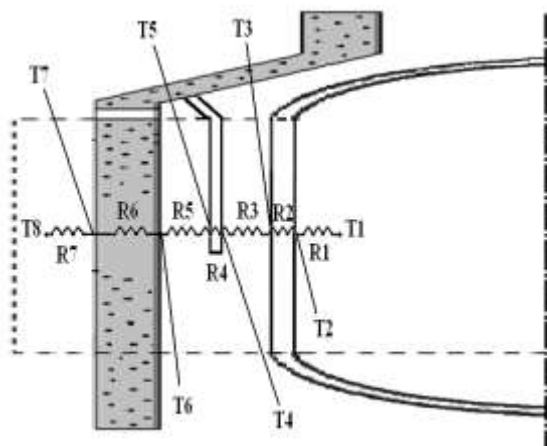
$$\int_{\dot{m}_{12}^t}^{\dot{m}_{12}^{t+\Delta t}} d\dot{m}_{12} = \dot{m}_{12}^{t+\Delta t} - \dot{m}_{12}^t = \quad (18)$$



شکل ۵ فلوجارت مربوط به مدل سازی چند حجمی

۳- معادلات حاکم در انتقال حرارت از محفظه ایمنی

در این بخش معادلات انتقال حرارت استفاده شده در مدل سازی توضیح داده شده است. در شکل ۶ مقاومت‌هایی گرمایی موجود از داخل محفظه ایمنی تا محیط بیرون نشان داده شده است [۲۵]. همانطور که از شکل ۶ معلوم می‌باشد هوا از بخش بالایی دیواره‌ی 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.



شکل ۶ مقاومت‌های گرمایی چندلایه‌ای

$$R_1 = \frac{1}{h_{Cont} A_{InnerCont}}, R_2 = \frac{\delta_{x2}}{K_{Cont} A_{InnerCont}}, \quad (24)$$

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

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

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

ضریب جابجایی دانکامر، $A_{OuterAirBaffle}$ مساحت دیواره خارجی بافل هوا، δ_{x0} ضخامت دیواره ی بتنی، K_{Conc} ضریب هدایتی رسانشی دیواره ی بتنی، A_{Conc} مساحت بتن، h_{amb} ضریب جابجایی محیط خارج و A_{amb} مساحت خارجی دیواره ی بیرونی محفظه می‌باشند. در جدول ۱ ابعاد لایه‌های مختلف محفظه ایمنی راکتور ای.پی ۱۰۰۰ جهت محاسبه انتقال حرارت نشان داده شده است.

که در روابط مذکور 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 $Riser$ ، $A_{OuterCont}$ مساحت خارجی دیواره داخلی محفظه (بخش کربن استیل)، δ_{x1} ضخامت بخش بافل هوا، $K_{AirBaffle}$ ضریب هدایتی رسانشی بافل هوا، $A_{InnerAirBaffle}$ مساحت دیواره داخلی بافل هوا،

جدول ۱ خصوصیات هندسی جداره‌های بیرونی محفظه ایمنی [۲۶]

بخش حفاظ	گپ ۱	بافل هوا	گپ ۲	محفظه	پارامتر
۲۱/۱۳۲	-	-	-	۱۹/۸۱۲	شعاع (m)
بتن	هوا	استیل ضد زنگ	هوا	کربن استیل	جنس
$\delta_{x0} = 0.9144$	$\delta_{gap1} = 0.6561$	$\delta_{x1} = 0.015$	$\delta_{gap2} = 0.6561$	$\delta_{x2} = 0.444$	ضخامت (m)

$$Gr_l = \frac{g(T_s - T_\infty)l^3}{TV^2} \quad (28)$$

$$Ra_l = Gr_l Pr \quad (29)$$

$$h = \frac{\left\{ 0.825 + \frac{0.387 \left(\frac{g(T_s - T_\infty)l^3}{TV^2} Pr \right)^{\frac{1}{6}}}{\left[1 + \left(\frac{0.492}{Pr} \right)^{\frac{9}{16}} \right]^{\frac{8}{27}}} \right\}^2 K}{l} \quad (30)$$

که در این روابط Gr_l عدد گراشف، Ra_l عدد رایلی، Pr عدد پراتل، \overline{Nu}_l عدد ناسلت می‌باشند [۱۹].
دمای دیواره‌های داخلی بتن، بافل هوا و دیواره استیلی محفظه ایمنی از رابطه زیر محاسبه می‌گردند [۲۵]:

$$T_o = T_i + \left(\frac{Q \ln \left(\frac{r_{i+1}}{r_i} \right)}{2\pi K_i l r_{i+1}} \right) \quad (31)$$

که در این رابطه K_i ضریب هدایت رسانشی ماده i طول محفظه ایمنی، Γ_{i+1} شعاع خارجی و Γ_i شعاع داخلی بخش مورد

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:

$$Q_l = h_{amb} A_{amb} (T_o - T_i) \quad (25)$$

که در این رابطه A_{amb} مساحت بیرونی بتن و h_{amb} ضریب جابجایی محیط بیرون می‌باشند.
برای محاسبه ضریب جابجایی محیط بیرون و گپ ۱ و گپ ۲ از رابطه زیر استفاده گردیده است:

$$h = \frac{Nu_l K}{l} \quad (26)$$

$$\overline{Nu}_l = \left\{ 0.825 + \frac{0.387 Ra_l^{\frac{1}{6}}}{\left[1 + \left(\frac{0.492}{Pr} \right)^{\frac{9}{16}} \right]^{\frac{8}{27}}} \right\}^2 \quad (27)$$

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.

۱-۳ 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:

$$q = Ah_c (T_b - T_i) \quad (38)$$

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 [۲۵]:

$$h_c = \frac{k}{L} \left[0.037 Re^{4/5} Pr^{1/3} \right] \quad (39)$$

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

$$\begin{aligned} \dot{m}_{air} &= \rho_{air} A_{airinlets} v_{air} = \\ & 1.16 \left(\text{kg/m}^3 \right) \times \left(15 \times \frac{4}{572} \times \frac{1}{9812} \right) \left(\text{m}^2 \right) \times 5 \left(\text{m/s} \right) \\ & = 788.05 \left(\text{kg/s} \right) \end{aligned} \quad (40)$$

مقادیر اولیه و ابعاد هندسی محفظه ایمنی راکتور ای.پی ۱۰۰۰ که در این مدل‌سازی از آنها استفاده گردیده است در جدول ۲ نشان داده شده است.

جدول ۲ مشخصات هندسی و شرایط اولیه محفظه ایمنی راکتور

ای.پی ۱۰۰۰ [۲۶]

نماد	مقدار	پارامتر
V_{cont}	$58969/367 \text{ (m}^3\text{)}$	حجم محفظه ایمنی
$A_{out.cont.}$	$5934/1857 \text{ (m}^2\text{)}$	مساحت خارجی محفظه
$A_{in.cont.}$	$5922/1553 \text{ (m}^2\text{)}$	مساحت داخلی محفظه
$A_{conc.}$	$6552/1346 \text{ (m}^2\text{)}$	مساحت بتن اطراف محفظه

نظر(بتن، بافل هوا و دیواره استیلی محفظه ایمنی) می‌باشند. دمای گپ ۱ و گپ ۲ را از رابطه زیر محاسبه می‌کنیم:

$$T_{gap} = T_i + \left(\frac{Q}{2\pi\delta l h_{gap}} \right) \quad (32)$$

که در این رابطه δ ضخامت دانکامر و h_{gap} ضریب انتقال حرارت جابجایی دانکامر می‌باشد.

h_{cont} ضریب جابجایی محیط داخل محفظه ایمنی برای میعان گاز از رابطه زیر محاسبه می‌گردد [۲۷]:

$$h_{cont} = 0.943 \left(\frac{9.8 \frac{1}{v_f} \left(\frac{1}{v_f} - \frac{1}{v_g} \right) K_f^3 h_{fg1}^{0.25}}{\mu_f (T_{sat} - T_{wall}) l} \right) \quad (33)$$

که

$$h_{fg1} = h_{fg} + 0.68 C_{pf} (T_{sat} - T_{wall}) \quad (34)$$

که در روابط بالا v_f ، v_g ، K_f ، μ_f ، h_{fg} 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 که برای محاسبه آنها از جدول اشباع آب استفاده گردیده است.

و همچنین برای محاسبه دمای دیواره داخلی محفظه ایمنی از رابطه زیر استفاده گردیده است.

$$T_{wall} = T_{sat} - \left(\frac{Q}{2\pi l h_{cont} r_1} \right) \quad (35)$$

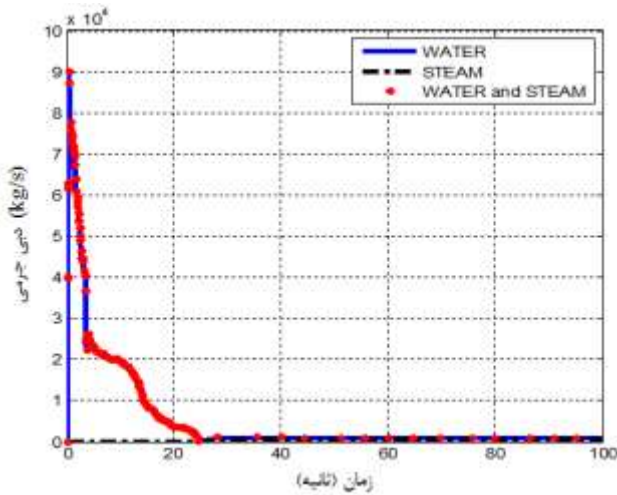
که در این رابطه r_1 شعاع داخلی محفظه استیلی راکتور می‌باشد. که:

$$q_{cond} = Ah_{cont} (T_{sat} - T_{wall}) \quad (36)$$

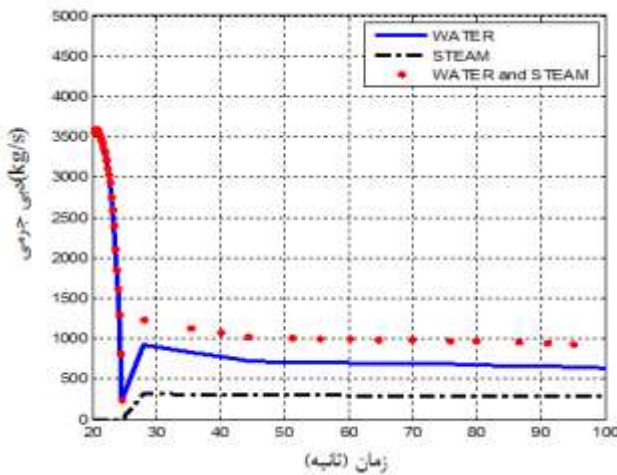
که در کل داریم:

$$q_{wet} = q_{dry} + q_{cond} \quad (37)$$

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 فازی 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



شکل ۷ تغییرات دبی جرمی ورودی به محفظه در زمان ۰ تا ۱۰۰ ثانیه

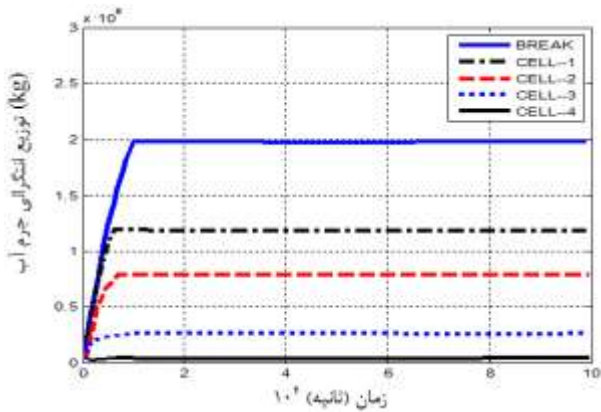


شکل ۸ تغییرات دبی جرمی ورودی به محفظه در زمان ۲۰ تا ۱۰۰ ثانیه

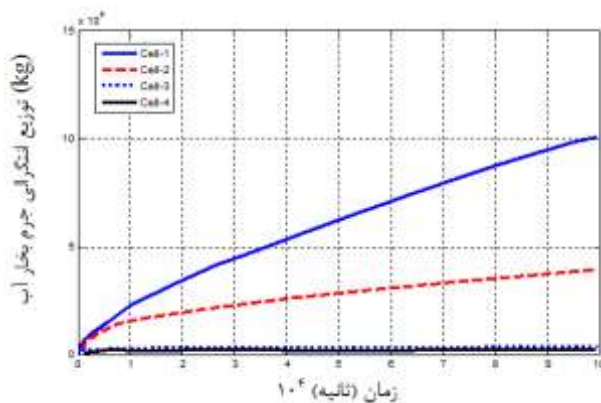
در شکل ۹ تغییرات انتگرالی جرم آب و بخار آب با زمان نشان داده شده است با توجه به این شکل تا زمان ۱۰۰۰۰ ثانیه اول با در نظر گرفتن حجم آب داخل لوله خنک کننده تزریق فاز مایع به داخل محفظه صورت می گیرد ولی بعد از این زمان به حالت تکفازی (بخار) تخلیه صورت می گیرد به همین دلیل نمودار بخار با زمان روند رو به رشدی را طی می کند. در شکل ۱۰ هم توزیع انتگرالی انرژی حاصل از تخلیه آب و بخار لوله خنک کننده به داخل محفظه ایمنی نشان داده شده است که ارتباط مستقیمی با تغییرات جرم آب و بخار آب تخلیه شده به محفظه دارد.

نماد	مقدار	پارامتر
$A_{AirBaffle}$	$4258/6595 (m^2)$	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	0	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
$K_{AirBaffle}$	$16/2685 (\frac{W}{mK})$	ضریب هدایتی بافل هوا
K_{Cont}	$40/84 (\frac{W}{mK})$	ضریب هدایتی محفظه ایمنی
$K_{Concret}$	$1/43 (\frac{W}{mK})$	ضریب هدایتی بتن

در این قسمت نتایج حاصل از مدل سازی با فرض چندحجمی بودن محفظه ایمنی راکتور آورده شده است که در زیر نمودارهای مربوط به تغییرات دبی جرمی، توزیع انتگرالی جرم و انرژی، تغییرات فشار، دما و انتقال حرارت از دیواره ها با زمان نشان داده شده است. همانطور که در شکل ۷ و ۸ نشان داده شده است در لحظه شکسته شدن لوله خنک کننده، با توجه به اینکه آب درون لوله در حالت فاز مایع با فشار بسیار بالا قرار دارد تقریباً تا زمان ۲۵ ثانیه تخلیه آب خنک کننده به داخل محفظه ایمنی در فاز مایع صورت می گیرد و بعد از وارد شدن به داخل محفظه ایمنی به دلیل داشتن دمای بالا و تغییر فشار (افت فشار) به حالت دو فازی تغییر می کند و با توجه به شکل ۷ از زمان ۲۵ ثانیه به بعد، بعد از تخلیه شدن حجم بسیار زیاد آب لوله خنک کننده به درون محفظه ایمنی، تخلیه سیال خنک کننده از لوله به داخل محفظه به حالت دو فازی آغاز می شود.

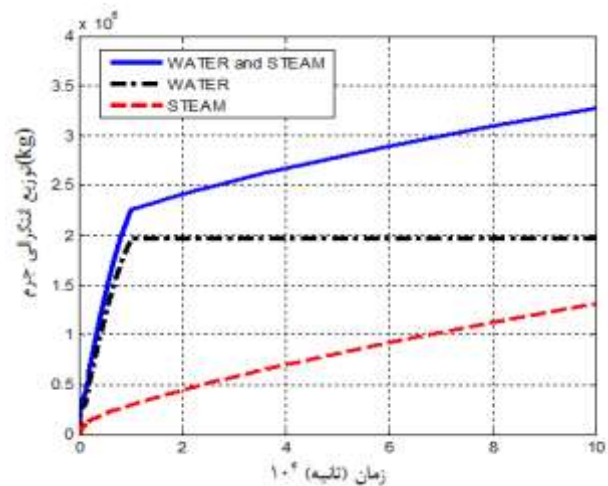


شکل ۱۱ تغییرات جرمی آب در داخل هر حجم

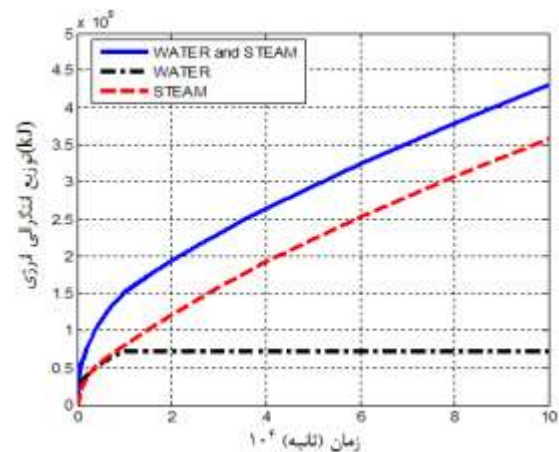


شکل ۱۲ تغییرات جرمی بخار آب در داخل هر حجم

در شکل ۱۳ و ۱۴ تغییرات فشار و دمای داخل محفظه ایمنی با زمان نشان داده 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 آب‌انبارها 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 می‌شود افزایش فشار و دما رشد سریعی دارند ولی بعد از گذشت مدت زمانی نرخ تزریق حالت نزولی پیدا می‌کند و سیستم‌های برداشت حرارت بر روند افزایش فشار و دمای داخل محفظه غلبه می‌کنند و بعد از مدتی فشار و دمای محفظه ایمنی به حالت پایدار در می‌آید. همچنین چون محل شکستگی در حجم اول قرار دارد بدیهی است که این حجم دارای فشار و دمای بیشتری نسبت به سایر حجم‌ها باشد.



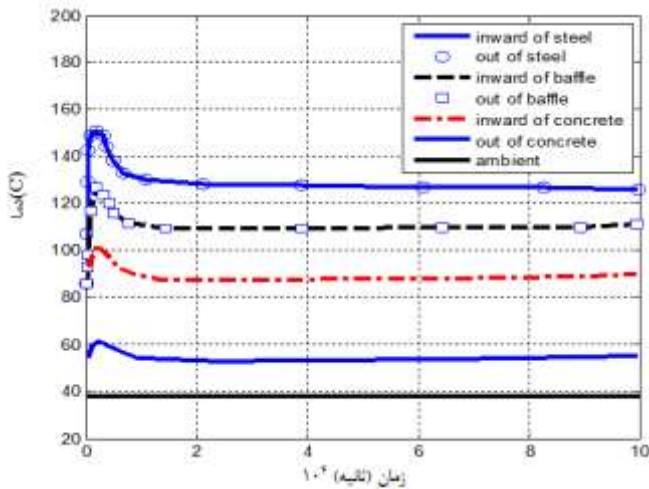
شکل ۹ توزیع انتگرالی جرم آب و بخار تخلیه شده به درون محفظه با زمان



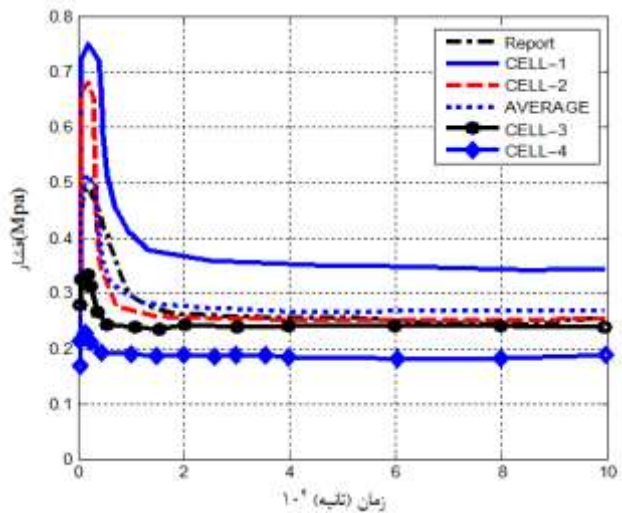
شکل ۱۰ توزیع انتگرالی انرژی آب و بخار تخلیه شده به درون محفظه با زمان

در شکل ۱۱ و ۱۲ به ترتیب تغییرات جرم آب و بخار آب با گذشت زمان در ۴ حجم در نظر گرفته شده در محفظه ایمنی راکتور نشان داده شده‌اند. با توجه به اینکه محل شکستگی لوله، در حادثه از دست دادن خنک کننده در حجم اول قرار دارد بنابراین بیشترین تغییرات جرم آب و بخار آب در این حجم اتفاق می‌افتد و در نهایت کمترین سهم مربوط به حجم ۴ می‌باشد که در بالاترین مکان در محفظه ایمنی و در فاصله دورتری از محل شکستگی لوله قرار دارد. همانطور که از نمودارها مشخص می‌گردد در زمان ۱۰۰۰۰ ثانیه بعد از حادثه میزان تخلیه آب از محل شکستگی لوله به داخل محفظه ایمنی صفر می‌گردد بنابراین بعد از این زمان تغییرات جرم آب در داخل محفظه ایمنی در هر ۴ حجم ثابت می‌ماند ولی با توجه به اینکه، همچنان از لوله شکسته شده تخلیه بخار آب به داخل محفظه ایمنی ادامه دارد در نتیجه تغییرات بخار آب با زمان روند صعودی پیدا می‌کند.

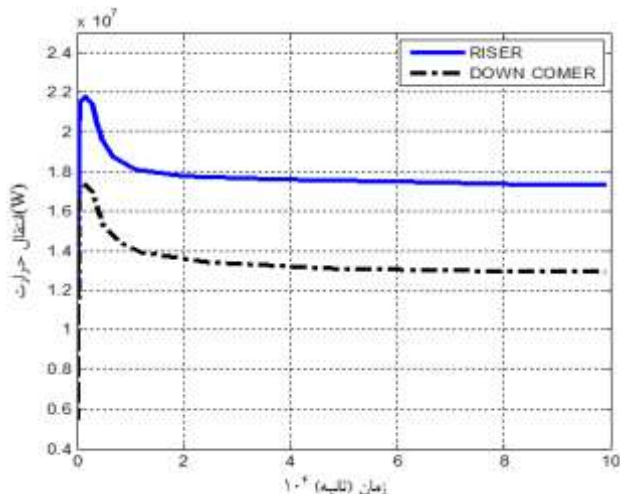
$$\Delta\% = \frac{\theta_1 - \theta_2}{\theta_2} \% \quad (41)$$



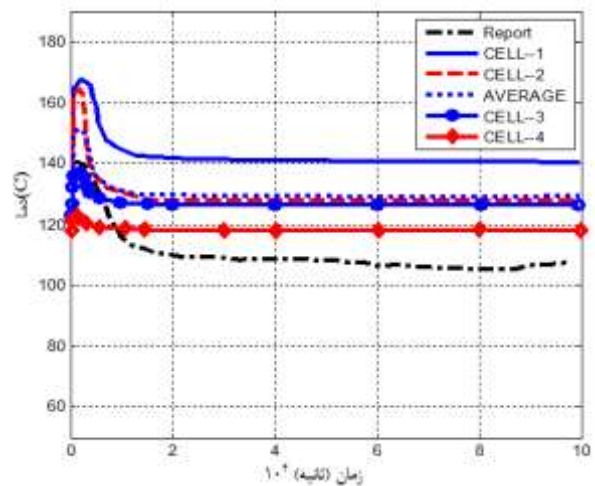
شکل ۱۵ تغییرات دمای دیواره های محفظه با زمان



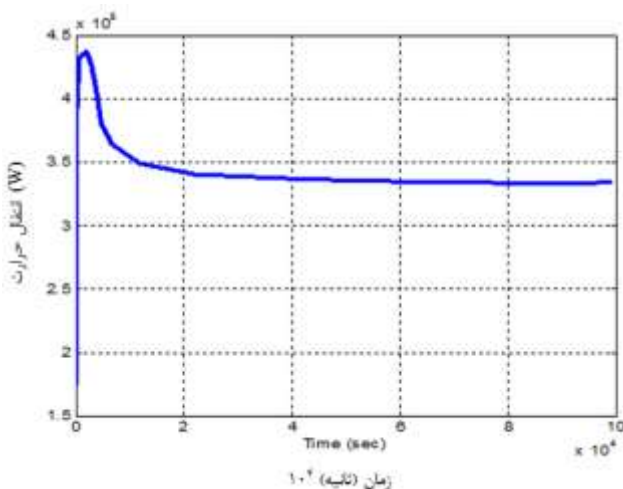
شکل ۱۳ تغییرات فشار داخل حجمها با زمان



شکل ۱۶ انتقال حرارت در Riser و Down comer



شکل ۱۴ تغییرات دمای داخل حجمها با زمان



شکل ۱۷ انتقال حرارت در جهت شعاعی محفظه ایمنی

در شکل ۱۵ تغییرات دمای دیواره های داخلی و خارجی بتنی، استیلی و تیغه بافل هوای محفظه ایمنی با گذشت زمان نشان داده شده است با توجه به اینکه بتن لایه خارجی می باشد تحت تاثیر تغییرات دمایی کمی قرار می گیرد. در شکل های ۱۶ و ۱۷ به ترتیب میزان انتقال حرارت جابجا شده در بخش های دانکامر، رایزر و در جهت شعاعی محفظه ایمنی راکتور نشان داده شده است، همانطور که ملاحظه می گردد در این نمودارها نیز تغییرات انتقال حرارت وابسته به تغییرات دمای محفظه ایمنی می باشد و با توجه به اینکه بخش رایزر نزدیک تر به محفظه می باشد بنابراین مقدار انتقال حرارت برداشت شده از محفظه در این بخش بیشتر از بخش دانکامر است. و در نهایت نتایج حاصل از شبیه سازی و مقایسه با نتایج موجود در جدول ۳ آورده شده است.

برای تعیین میزان خطا نتیجه شبیه سازی با نتایج مراجع [۳] و [۲۸] از رابطه زیر استفاده شده است:

جدول ۳ مقایسه نتایج حاصل از شبیه سازی با مرجع [۳] و [۲۸]

درصد خطا نسبی دما با مرجع [۳]	درصد خطا نسبی دما با مرجع [۲۸]	اختلاف دمای مطلق مدل با مرجع [۲۸]	درصد خطا فشار نسبی با مرجع [۳]	درصد خطا فشار نسبی با مرجع [۲۸]	اختلاف فشار مطلق مدل با مرجع [۲۸]	پیک دما (C)	پیک فشار (Map)	حادثه از دست دادن خنک کننده
---	٪ ۶/۹	۱۰/۵	---	٪ ۱۱	۰/۰۶۳۱	۱۵۱	۰/۵۵۳۱	نتایج حاصل از مرجع [۳]
---	---	---	---	---	---	۱۴۰/۵	۰/۴۹	نتایج حاصل از مرجع [۲۸]
---	---	۲۸/۱	---	---	۰/۲۶۲۷	۱۶۸/۶	۰/۷۵۲۷	حجم ۱
---	---	۲۶/۲	---	---	۰/۲۱۱۰	۱۶۶/۷	۰/۶۹۱	حجم ۲
---	---	۰/۷	---	---	۰/۱۴۴۳	۱۳۹/۸	۰/۳۴۵۷	حجم ۳
---	---	۱۴/۹	---	---	۰/۲۶۱۶	۱۲۵/۶	۰/۲۲۸۴	حجم ۴
٪ ۰/۴	٪ ۶	۹/۸	٪ ۷	٪ ۴	۰/۰۲۴۱	۱۵۰/۳	۰/۵۱۴۱	متوسط گیری بین چهار حجم

۵- نتیجه گیری

می باشد که با پاشش آب به هوای داخل محفظه باعث ایجاد تغییر فاز بخار آب موجود در فضای محفظه به حالت مایع (میعان) می شود که این امر منجر به کاهش فشار و دمای داخل محفظه ایمنی می گردد.

فهرست علائم و اختصارات

علائم انگلیسی

\dot{Q}	انتقال حرارت، w
U	انرژی داخلی، J
V	حجم، m^3
T	دما، $^{\circ}C$
\dot{m}	دبی، kg/s
r	شعاع، m
P	فشار، pa
Ra	عدد رایلی
Nu	عدد ناسلت
Pr	عدد پرانتل
Gr	عدد گراشف
l	طول، m
C	ظرفیت گرمایی ویژه، J/kg.C
h	ضریب هدایت جابجایی، $\frac{W}{m^2 K}$
K	ضریب هدایت حرارتی، $\frac{W}{m K}$
A	مساحت، m^2

علائم یونانی

ρ	چگالی، kg/m^3
ϕ	رطوبت نسبی
v	سرعت، m/s
μ	ویسکوزیته، N.s/m ²

زیرنویس ها

wpd	آب تخلیه شده به محفظه
wpr	آب باقی مانده در لوله

با مقایسه نتایج به دست آمده از مدل سازی چندحجمی محفظه ایمنی برای حادثه تخلیه شدن آب خنک کننده به داخل محفظه ایمنی در اثر شکسته شدن شاخه سرد خنک کننده در حالت دو فازی توسط نرم افزار متلب ۲۰۱۹ [۲۹] با نتایج موجود [۳] و [۲۸] ملاحظه می گردد که این مدل سازی کاملاً قابل قبول می باشد. در حالت بدون انتقال حرارت از دیواره ها و دو بخش رایزر و دانکامر فشار و دما بالاتر از فشار و دمای طراحی برای راکتور می باشد ولی در حالت با در نظر گرفتن انتقال حرارت فشار و دما افت پیدا کرده و به فشار و دمای طراحی نزدیک می گردند پس در نتیجه این موضوع مهم بودن انتقال حرارت در این راکتور را نشان می دهد. همچنین انتقال حرارت از دیواره ها، رایزر و دانکامر تابع تغییرات درجه حرارت داخل محفظه ایمنی می باشند در نتیجه زمانی که درجه حرارت داخل محفظه زیاد می گردد انتقال حرارت نیز افزایش می یابد. همانطور که از نمودارها مشاهده می گردد به دلیل اینکه محل شکستگی لوله در حجم اول در نظر گرفته شده است در نتیجه پیک فشار و دمای این حجم نسبت به حجم های دیگر زیادتر می باشد و به دلیل اینکه حجم بندی به صورت لایه های در جهت عمودی محفظه در نظر گرفته شده است در نتیجه حجم چهارم در مدل سازی چهار حجمی فضای بالایی محفظه را شامل می شود و از محل شکستگی لوله فاصله زیادی دارد در نتیجه پیک فشار و دمایی در این حجم نسبت به سایر حجم ها کم تر می باشد، و همچنین تغییرات جرمی آب و بخار در حجم اول نیز ماکزیمم می باشد. موضوع مهم دیگری که تاثیر بسزایی در کاهش فشار و دمای داخل محفظه ایمنی راکتور ای.پی ۱۰۰۰ دارد لحاظ سیستم ایمنی پاشش آب سرد به داخل محفظه ایمنی در مواقع حادثه

- [9] Yousif, Eltayeb., Zhang, Zhijian, Tian, Zhaofei, 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*, Vol. 45, No., pp. 13-25, (2017).
- [10] Sheykhi, Sh., Talebi, S., Soroush, M., Masoumi, E., "Thermal-hydraulic and stress analysis of AP1000 reactor containment during LOCA in dry cooling mode", *Nuclear Science and Techniques*, Vol. 73, No., pp. 52-68, (2017).
- [11] Yang, J., Wang, W. W., Qiu, S. Z., Tian, W. X., Su, G. H., and Wu, Y. W., "Simulation and analysis on 10-in. cold leg small break LOCA for AP1000", *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 46, No., pp. 81-89, (2012).
- [12] Zheng Limin, L. L., "Analysis of reactor coolant system leak for AP1000 nuclear power plant", *Nuclear Techniques*, Vol. 39, No., pp. 25-36, (2016).
- [13] Noori-Kalkhoran, O., Shirani, A. S., Ahangari, R., "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*, Vol. 48, No., pp. 1140-1153, (2016).
- [14] S. Jiménez, A. Cornejo, L. G. Barbu, A. H. Barbat, S. Ollr, "Failure pressure analysis of a nuclear reactor prestressed concrete containment building", *Engineering Structures*, Vol. 236, No., pp. 112052, (2021).
- [15] Bae, Byoung-Uhn., Lee, Jae Bong., Park, Yu-Sun., Kim, Jongrok, Kang, Kyoung-Ho., "Integral effect test for steam line break with coupling reactor coolantsystem and containment using ATLAS-CUBE facility", *Nuclear Engineering and Technology*, Vol. 53, No. 8, pp. 2477-2487, (2021).
- [16] Papini, D., Grgi_c, D., Cammi, A., Ricotti., "Analysis of different containment models for IRIS small break LOCA", using GOTHIC and RELAP5 codes, *Nuclear Engineering Design*, Vol. 241, No., pp. 1152-1164, (2011).
- [17] Kim, T.-M., Park, J.-H., "A containment analysis for SBLOCA in the refurbished Wolsong-1 nuclear power plant", *Nuclear Engineering Design*, Vol. 241, No., pp. 3804-3811, (2011).
- [18] Ozdemir, O.E., George, T.L., Marshall, M.D., Daiichi, Fukushima., "Unit 1 power plant containment analysis using GOTHIC", *Annals Nuclear Energy*, Vol. 85, No., pp. 621-632, (2015).
- [19] Noori-Kalkhoran, O., Rahgoshay, M., Minucmehr, A., Shirani, A.S., "Analysis of thermalehydraulic parameters of WWER-1000 containment in a large

بتن	conc
بخار	g
خارجی	Outer
خارج	out
دیواره	wall
داخلی	Inner
داخل	in
سیال	f
ساختار	st
فضای مابین	gap
محفظه ایمنی	cont
محیط	amb
هوا	air
بالانویس ها	
بازه زمانی	Δt
زمان	t
شرایط مرجع	*

۶- مراجع

- [1] De Boeck, B., "A review of containment accidents", *Nuclear Engineering Design*, 145, 279e288, (1993).
- [2] IAEA Safety Standards, Specific Safety Guide No. SSG-53, Design of the Reactor Containment and Associated Systems for Nuclear Power Plants, International Atomic Energy Agency venna, (2019).
- [3] Sadeghiazad, M. M., and Choobdar, F., Rahim, "Investigation of Thermo-Hydraulic Parameters of Reactor Containment due to Cold-Leg Break Accident", *Amirkabir Journal Mechanical Engineering*, 53(5), (2021). (in Persian فارسی)
- [4] UK Compliance document for AP1000 design, Section a UK safety case Overview, A.2 AP1000 safety philosophy, A 50, (2007).
- [5] The Westinghouse AP1000 Advanced Nuclear Plant, Plant Description, Copyright 2003, Westinghouse Electric Co., LLC. 17, (2007).
- [6] UK AP1000 Safety, Security, and Environmental Report, Chapter 6, 6.2.2.2.3 Component Description, A.2 AP1000 safety philosophy, A 50, pp2-18 (2007).
- [7] Kljenak, I., Mavko, B., "Simulation of containment thermalhydraulics in the Marviken Blowdown 16 experiment with ASTEC and CONTAIN codes", *Nuclear Engineering Design*. Vol. 241, No., PP. 1063-1070, (2011).
- [8] Xie., Heng, "Numerical simulation of AP1000 LBLOCA with SCDAP/RELAP 4.0 code", *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 54. No., pp. 969-976, (2017).

- [24] Neil E. Todreas, Mujid S. Kazimi, "NUCLEAR SYSTEMS 1 Thermal Hydraulic Fundamentals", *Massachusetts Institute of Technology, HEMISPHERE PUBLISHING CORPORATION*, Chapter 7, pp. 239, (2021).
- [25] F.P. Incropera, D.P. DeWitt, *Fundamentals of Heat Transfer*, Wiley, Hoboken, (1981).
- [26] UK AP1000 Safety, Security, and Environmental Report, *AP1000 safety philosophy*, Chapter 3, pp. 8-122, (2007).
- [27] Noori-Kalkhoran, O., Rahgoshay, M., Minucheer, A., Shirani, A. S., Analysis of thermal-hydraulic parameters of WWER-1000 containment in a large break LOCA, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 68, pp. 101-111, (2014).
- [28] UK AP1000 Safety, Security and Environmental Report, Chapter 6, Section LOCA, DECL, pp. 1255, (2007).
- [29] Matlab-2019. *Mathworks Company*, March (2019).
- break LOCA", *Annals Nuclear Energy*, Vol. 68, No., pp. 101-111, (2014).
- [20] Chen, Y.-S., Yuann, Y.-R., Dai, L.-C., "Lungmen ABWR containment analyses during short-term main steam line break LOCA using GOTHIC", *Nuclear Engineering Design*, Vol. 247, No., pp. 106-115, (2012).
- [21] Lin, A., Chen, Y.-S., Yuann, Y.-R., "Kuosheng Mark III containment analyses using GOTHIC", *Nuclear Engineering Design*, Vol. 263, No., pp. 255-262, (2013).
- [22] Jimenez, G., Serrano, C., Lopez-Alonso, E., Molina, M.d.C., Calvo, D., Garcí'a, J., Queral, C., Zuriaga, J.V., Gonz_alez, M., "BWR Mark III containment analyses using a GOTHIC 8.0 3D model", *Annals Nuclear Energy*, Vol. 85, No., pp. 687-703, (2015).
- [23] E. Sonntag, Richard Claus Borgnakke, Gordon J. Van Wylen, "Fundamentals of Thermodynamics" , 6th edition, Wiley, (2002).