مدلسازی محفظه ایمنی راکتورنیروگاه اتمی بوشهر در اثر حادثه شکست گیوتینی خط لوله سرد با استفاده از کد MELCOR و مقایسه با نتایج FSAR

امین، بنی فضل: محمد، رهگشای

دانشگاه آزاد اسلامی- واحد علوم و تحقیقات- گروه مهندسی هسته ای- تهران- ایران

چکیده:

در این تحقیق، محفظه ایمنی نیروگاه اتمی بوشهر و مجراهای مهندسی مابین سلول های داخلی آن،مدار اولیه و ثانویه نیروگاه به همراه تمامی ملحقات و نیز لوپ های چهارگانه راکتور با استفاده از کد MELCOR1.8.6 به طور کامل مدلسازی شده است. در ادامه، حادثه شکست خط لوله سرد در لوپ دوم به صورت گیوتینی توسط این کد مدل شده است و پارامترهایی از قبیل تغییرات دما و فشار در سلول های نمونه، میزان انرژی و دبی آب و بخار آب حاصل از شکست در محفظه ایمنی مورد ارزیابی قرار گرفته اند.همچنین نتایج بدست آمده از مدلسازی باکد MELCOR1.8.6 با نتایج گزارش های موجود که توسط پیمانکار روسی و با استفاده از کدANGAR بدست آمده، مقایسه گردیده است.

کلید واژه :*کدMELCOR- مدلسازی- راکتور VVER-1000 بوشهر- شکست گیوتینی- کد ANGAR*

۱-مقدمه

مادامی که انرژی هسته ای به عنوان یک منبع انرژی به کار می رود،ملاحظات مهمی در نظر گرفته می شوند. یکی از این ملاحظات که اساسی ترین نقش را در مسائل مربوط به نیروگاه های هسته ای دارد، بررسی پارامترهای ترموهیدرولیکی و در پی آن به وجود آمدن حوادث وخیم می باشد.مقدار گرمای تولید شده در یک راکتور هسته ای توسط ملاحظات گرمایی محدود می شود. به نحوی که قلب راکتور در شرایطی کار کند که با بهره بردن از سیستم خنک کننده مناسب دمای سوخت و غلاف سوخت از محدوده ایمن تجاوز نکند. چرا که در غیر این صورت و با از دست رفتن خنک کننده ممکن است حادثه ذوب قلب و در پی آن عواقب ناخوشایند زیست محیطی و انسانی را به دنبال داشته باشد. لذا وجود ابزارهای تحلیلی برای تشریح حوادث وخیم هسته ای و پیش بینی شرایط فیزیکی، شیمیایی و رادیولوژیکی در داخل محفظه ایمنی نیروگاه و تجهیزات وابسته به یک راکتور هسته ای امری اجتناب ناپذیر است.

برای تحلیل چگونگی و پیشرفت حوادث در راکتورهای آب سبک، کدهای محاسباتی گوناگونی وجود دارد. یکی از این کدهای محاسباتی، کد MELCORمی باشد. این کد یک کد کاملاً منسجم و تماما انتگرالی است که توسط آزمایشگاه ملی ساندیاو تحت نظر کمیسیون تنظیم مقررات هسته ایایالات متحده آمریکاتهیه شده است. قابلیت های مدلسازی این کد به حدی انعطاف پذیر است که طیف گسترده ای از پدیده ها و حوادث وخیم را در یک چارچوب واحد مورد بحثقرار داده و واکنش سیستم راکتور به این حالات غیر معمولی را ذکر می کند.

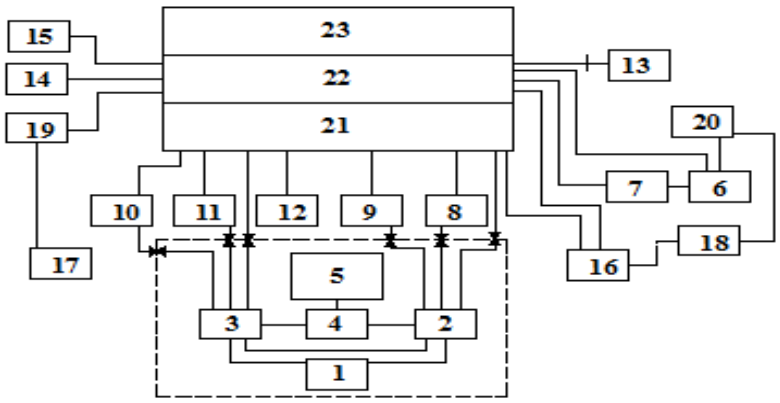
۲- سناریوی حادثه

مادامی که حادثه شکست لوله رخ دهد منجر به از دست رفتن جریان خنک کننده می شود که در نتیجه آن، فشار خنک کننده در راکتور کاهش یافته و دما و فشار در داخل محفظه ایمنی افزایش می یابد. در این تحقیق، سناریوی حادثه شکست بزرگ به صورت گیوتینی در خط لوله بخش سرد در ورودی راکتور در لوپ دوممورد بررسی قرار گرفته و پارامترهایی از قبیل تغییرات دما و فشار در سلول های نمونه، میزان انرژی و دبی آب و بخار آب حاصل از شکست درمحفظه ایمنی مورد ارزیابی قرار گرفته اند. لازم به ذکر است که در ادامه، نتایج بدست آمده از این امر با نتایج ارائه شده توسط پیمانکار نیروگاه (کد ANGAR)[1] مقایسه گردیده و به شرح تفصیلی آن پرداخته شده است.

۳- روش کار

جهت مدل نمودن حادثه شکست، ابتدا محفظه ایمنی مدلسازی شده و سپس به سیستم راکتور و جریان خنک کننده پرداخته شده است. به نحوی که در ابتدا، محفظه ایمنیبه ۲۳ سلول تقسیم شده و این سلول ها از طریق ۳۲ مجرای مهندسی به یکدیگر متصل هستند. لازم به ذکر است که مجراهای ارتباطی بین سلول های ۲ به ۸، ۲ به ۹، ۲ به ۲۱، ۳ به ۱۰، ۳ به ۱۱ و ۳ به ۲۱ به صورت دریچه می باشند (با افزایش فشار در سلول های مقتضی باز می شوند) و الباقی به صورت درب و داکت های افقی و عمودی لحاظ شده اند.

در محاسبات کد، ساختمان محفظه ایمنی که به ۲۳ سلول تقسیم شدهبه واسطه ی ۱۴۲ ساختار حرارتی مدل شده است. این ساختارها شامل مشخصاتی مانند نوع ساختار (تیغه ای، استوانه ای، کروی)،موقعیت قرارگیری ساختار (کف، سقف، دیواره)، نوع مواد به کار رفته و مشخصات هندسی ساختارها (مساحت دیواره، ارتفاع، مرکز حجم دیواره و مشخصه های طولی ساختار) می باشد. جهت بالا رفتن دقت در محاسبات انجام شده، ضخامت دیواره ها به زیر لایه های کوچکتری که اصطلاحاً گره نامیده می شود، تقسیم شده اند. لذا تعداد گره ها و دمای آن ها از شرایطی است که می بایست در محاسبات کد در نظر گرفته شود. شماتیک سلول بندی محفظه ایمنی و نحوه چیدمان سلول ها در شکل شماره (۱) لحاظ شده است.



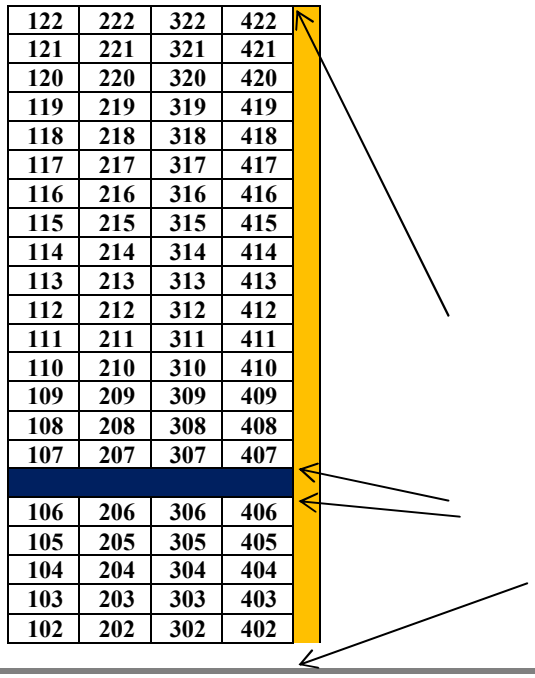
شکل (۱) سلول بندی محفظه ایمنی راکتور بوشهر[2]

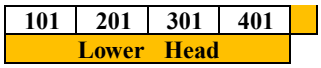
۳- ۱- اجرای مدلسازی محفظه ایمنی توسط کد **MELCOR 1.8.6**

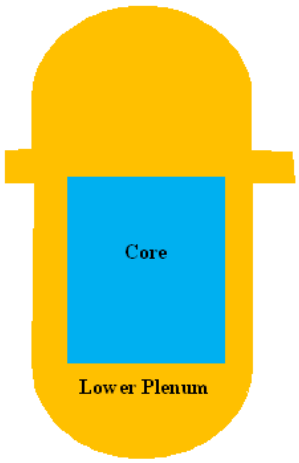
گام اول جهت سلول بندی داخل محفظه ایمنی توسط کد، استفاده از ساختار حجم کنترل، ساختار جریان و توصیف جزئیات ترموهیدرولیکی می باشد که این امر توسط پکیج های حجم کنترل هیدرودینامیکی (CVH) و مسیر جریان (FL) انجام می شود. گام بعدی، استفاده از پکیج ساختار حرارتی(HS) جهت توصیف ساختارهای حرارتی هر سلول و به کار بردن پکیج (MP) برای توضیح مشخصات ترموفیزیکی مواد و مصالح به کار رفته در ساختارهای حرارتی هر سلول می باشد.[3]

۳- ۲- اجرای مدلسازیمدار اولیه توسط کد **MELCOR 1.8.6**

در مدلسازی مدار اولیه، مهمترین بخش کار مربوط به سلول بندی و توصیف جریان مابین سلول های در نظر گرفته شده در داخل محفظه تحت فشار راکتور می باشد. در طی این امر، بخش اعظم کار به واسطه ی پکیج قلب (COR) انجام می شود. این پکیج کمک می کند تا قلب راکتور به همراه فضای پایینی آن مورد بررسی قرار گیرد. همانگونه که در شکل شماره (۲) مشخص می باشد، قلب راکتور و قسمت پایینی آن به ٤ حلقه شعاعی و ۲۲ سطح محوری تقسیم شده است. به طور کلی سلول بندی قلب راکتور شامل ۸۸ سلول شده است که ۲٤ عدد از این سلول ها مربوط به قسمت پایینی آن می باشد. هر سلول قلب می تواند یک یا چند جزء را در بر گیرد. این اجزا به طور مجزا و یک پارچه مدل شده اند که به عنوان مثال می توان به قرص های سوخت، غلاف سوخت، پوشش پیرامون قلب، سازه پشتیبانی کننده و سازه های نوع دیگر اشاره نمود.



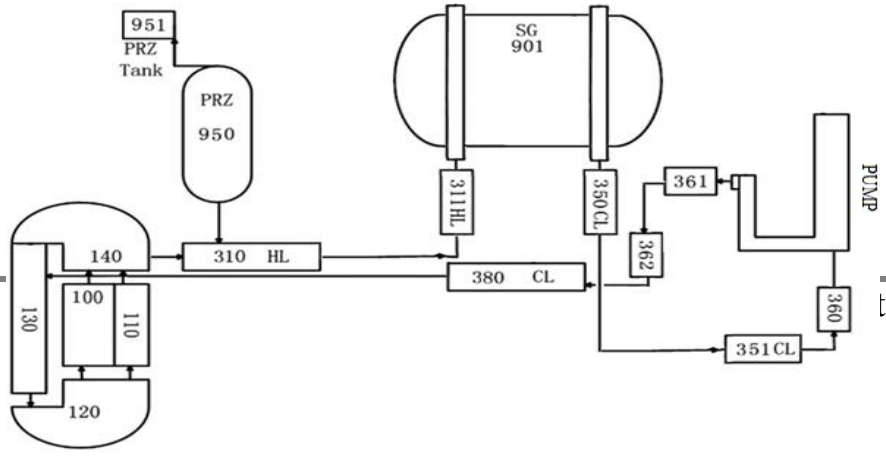




شکل (۲) سلول بندی قلب راکتور بوشهر

پس از قلب راکتور و فضای پایینی آن نوبت به کنارگذر قلب، DownComer و فضای بالایی قلب می رسد تا داخل محفظه تحت فشار کاملاً مدل شود. در ادامه، مدلسازی لوپ شماره ۲ از خروجی محفظه تحت فشار راکتور که در واقع خط گرم می باشد آغاز می شود و توسط خط سرد مجدداً به راکتور ختم می شود. در طی این مسیر تجهیزات و سیستم هایی مانند سیستم فشارنده، مولد بخار و پمپ آب خنک کننده وجود دارد که تمامی آنها توسط پکیج های (CVH)، (FL) و (HS) مدل شده اندو توضیح آنها همانند قبل است.

حادثه شکست دوطرفه در خط سرد منتهی به راکتور که سلول ۳۸۰ نامگذاری شده صورت گرفته است. به این ترتیب که شکست اول در طرف سرد و شکست دوم در نزدیکی محفظه تحت فشار صورت می گیرد. در اثر این حادثه، مقادیر دبی آب و بخار آب و همچنین مقادیر انرژی آب و بخار آب حاصل از شکست به سلول ۹ که معرف اتاق پمپ لوپ دوم می باشد ریخته می شود.شماتیک مدلسازی مسیرمدار اولیه به همراه مشخصات هر سلول به ترتیب در شکل شماره (۳) و جدول شماره (۱) قابل ملاحظه می باشد.



شکل (۳) سلول بندی سیستم اوعففققلیه نیروگاهVVER-1000بوشهر

شکل (۳) سلول بندی مدار اولیه نیروگاه اتمی بوشهر

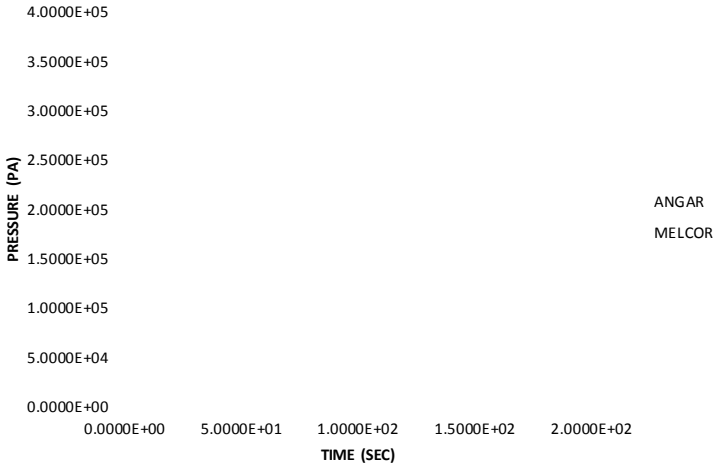
جدول (۱) مشخصات سلول هایمدار اولیه نیروگاه اتمی بوشهر

Cell #	Name (Symbolic)	Volume (m^3)	Flow Area (m^2)	Height / Length (m)	Pressure (Pa)	Temperature (k)
100	Core	15.3	4.14	3.53	15.88E6 15.7E6	564.15 594.15
110	BP	7.2436	2.052	3.53	15.88E6 15.7E6	564.15 594.15
120	LP	13.3	1.7	1.76	15.88E6	564.15
130	DC	19.2	2.15	7.08	15.88E6	564.15
140	UP-UH	59.5	3.5	6.87	15.6E6	500.15
310	HL	5.066	0.567	8.935	15.7E6	594.15
311	SG-In	1.99	0.567	3.515	15.7E6	594.15
350	SG-Out	2.9	0.567	5.075	15.3E6	564.15
351	CL	2.95	0.567	5.199	15.3E6	564.15
360	Pump-In	1.4	0.567	2.41	15.3E6	564.15
361	Pump-Out	1.4	0.567	2.47	15.88E6	564.15
362	CL	1.5	0.567	2.65	15.88E6	564.15
380	CL	5.7	0.567	10.06	15.88E6	564.15
901	SG-Shell	127	11.108	13.85	6.27E6	493.15
950	PRZ	79	7.06	11.19	15.7E6	619.15

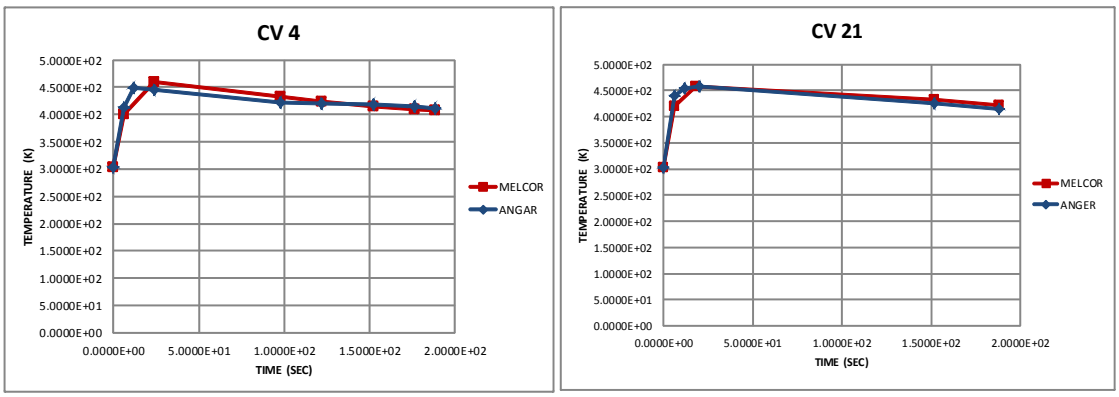
٤- نتایج

در این بخش به ارائه و تشریحنتایج حاصل از مدلسازی و مقایسه آنها با نتایج موجود پرداخته شده است. به نحوی کهتوزیع فشار در محفظه ایمنی به صورت متوسط مورد ارزیابی قرار گرفته است[4]. محاسبه تغییرات دما نسبت به زمان برای تمامی سلول ها انجام شده، لیکن سعی شده است نتایجتعدادی چند از سلول ها راکه از اهمیت بیشتری برخوردار هستند به صورت نمونه لحاظ نمود. همچنین، میزان انرژی و دبی آب و بخار آب حاصل از شکست لوله برای هر دو مقطع شکست لحاظ شده است[5].

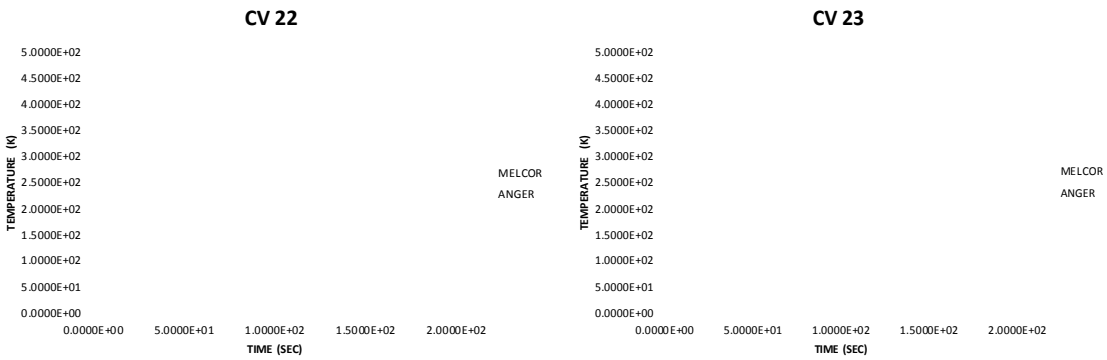
نکته قابل توجه این است که مقایسه نتایج تا زمان هایی انجام شده است که پدیده ها یک روند ثابت را طی می کنند و بعضاً این زمان ها به ۲۰۰ و ۸۰۰۰ ثانیه (از حیث اهمیت) ختم می شود.



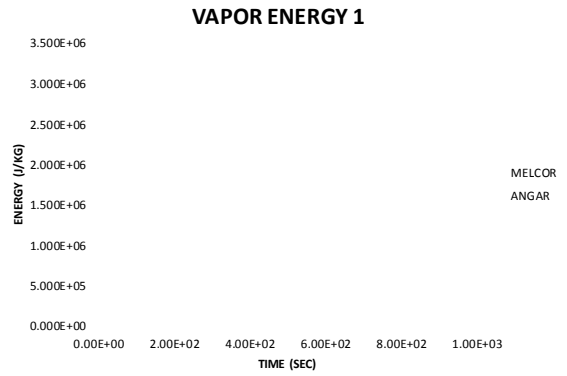
نمودار (٤- ١) تغییرات فشار متوسط درون محفظه ایمنی با زمان

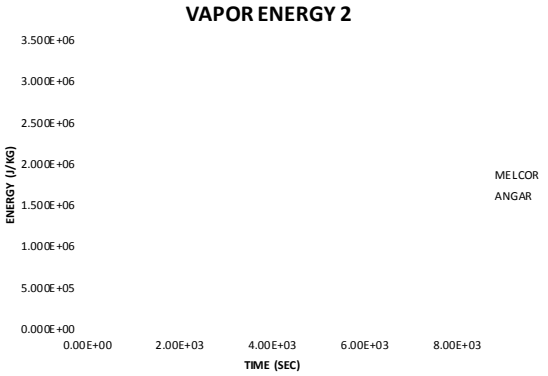


نمودار(٤- ٢) تغییرات دما با زمان درون سلول ٤نمودار (٤- ٣) تغییرات دما با زمان درون سلول ٢١

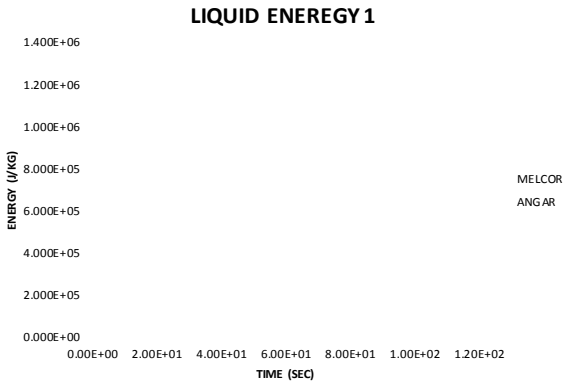


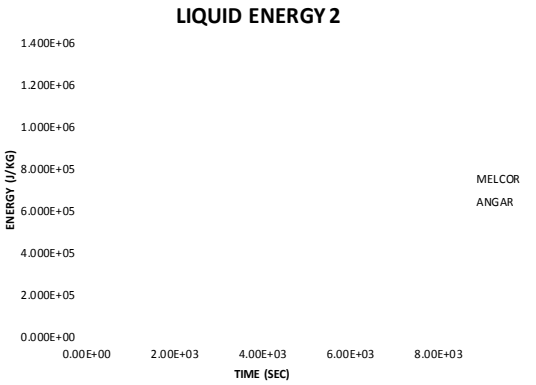
نمودار(٤- ٤) تغییرات دما با زمان درون سلول٢٢ نمودار (٤- ٥) تغییرات دما با زمان درون سلول ٢٣



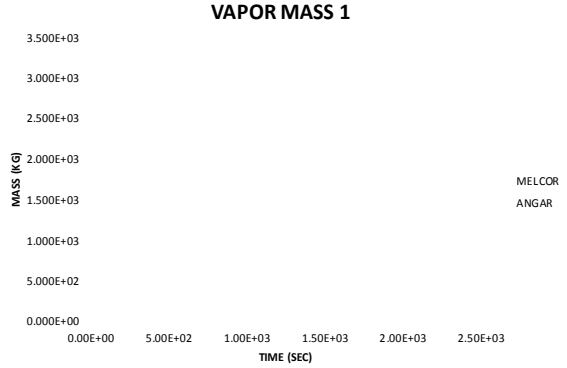


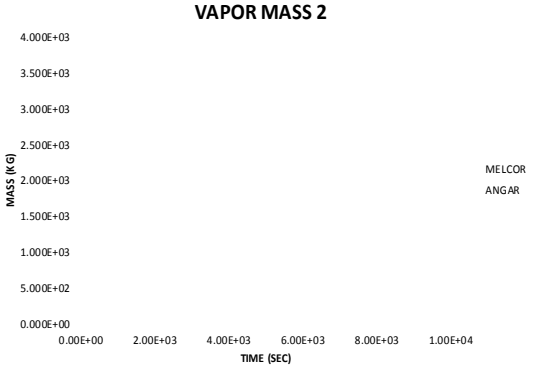
نمودار (٤- ٦) میزان انرژی بخار آب حاصل از شکست اولنمودار (٤- ٧) میزان انرژی بخار آب حاصل از شکست دوم



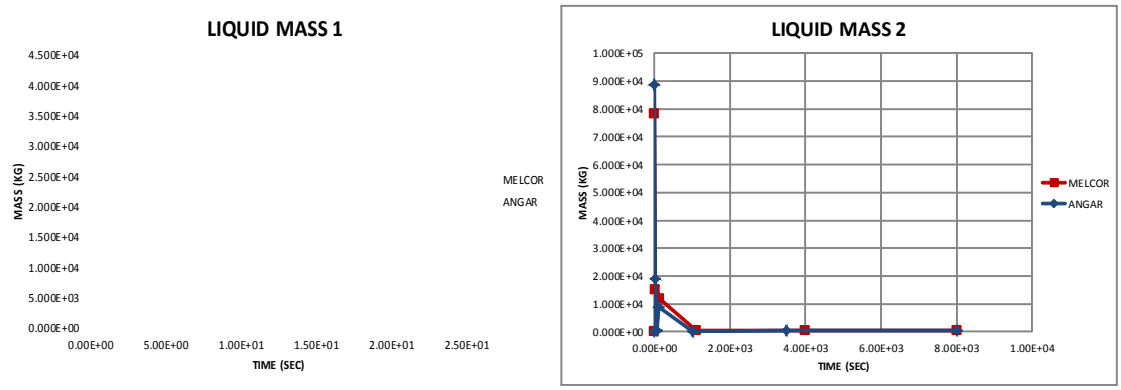


نمودار (٤- ٨) میزان انرژی آب حاصل از شکست اول نمودار (٤- ٩) میزان انرژی آب حاصل از شکست دوم





نمودار (٤- ١٠) میزان جرم بخار آب حاصل از شکست اول نمودار (٤- ١١) میزان جرم بخار آب حاصل از شکست دوم



نمودار (٤- ١٢) میزان جرم بخار آب حاصل از شکست اول نمودار (٤- ١٣) میزان جرم بخار آب حاصل از شکست دوم

۵- بحث و نتیجه گیری

بررسی نتایج بدست آمده نشان می دهد که شکل توزیع فشار متوسط در داخل محفظه ایمنی با استفاده از کد MELCOR تقریباً مشابه توزیع فشار متوسط با استفاده از کد ANGAR می باشد و کمتر از ماکزیمم فشار طراحی محفظه ایمنی (٤٦/٠ مگاپاسکال) است. ضمن اینکه شکل توزیع دمای بدست آمده و همچنین میزان دبی و انرژی آب و بخار آب نیز تقریباً مشابه نتایج ارائه شده توسط پیمانکار می باشد.

دلایل خطای محاسباتی در نتایج بدست آمده از کد MELCORدر قیاس با کد ANGARرا به شرح زیر خلاصه می کنیم:

- عدم وجود اطلاعات کافی از کد ANGARمانند مدل های مورد استفاده و نحوه مدلاسیون
- یکسان نبودن نوع و تعداد ساختارهای حرارتی مورد استفاده
- در دسترس نبودن فایل کامپیوتری داده های نتایج ANGARو محاسبه دستی از روی گراف ها
- مقدار خطائی که در ساده سازی های به کار رفته توسط خود پیمانکار لحاظ شده است. مانند حذف بسیاری از اتاق های موجود در محفظه ایمنی جهت سلول بندی
- تقریب های به کار رفته در ساختارهای حرارتی از قبیل ساده سازی اشکال پیچیده هندسی اتاق ها به اشکال قابل قبول برای کد MELCOR

٦- مراجع

[1] Final Safety Analysis Report (FSAR), 2005, Engineering Safety Features, Chapter 6, pp, 6.2.1.17-22.

[2]Final Safety Analysis Report (FSAR), 2005, Engineering Safety Features, Chapter 6, pp, 6.2.1.9

[3] Code Manual For MELCOR 1.8.6, NUREG/Sandia National Laboratories

[4]Final Safety Analysis Report (FSAR), 2005, Engineering Safety Features, Chapter 6, pp, 6.2.1.17

[5]Final Safety Analysis Report (FSAR), 2005, Engineering Safety Features, Chapter 6, pp, 6.2.1.3.4