

بررسی میزان پایداری محفظه ایمنی نیروگاه اتمی بوشهر در زمان بروز حادثه LB-LOCA

یاشار رحمانی*^۱، احسان ظریفی^۱

۱. دانشگاه آزاد اسلامی واحد علوم و تحقیقات تهران، دانشکده فنی و مهندسی، گروه مهندسی هسته ای-راکتور

۲. دانشگاه آزاد اسلامی واحد ساری، دانشکده فنی و مهندسی، گروه فیزیک

چکیده:

هدف از این تحقیق، محاسبه میزان فشاروارده برجداره فولادی پوشش ایمنی و همچنین بررسی تغییرات پارامترهای ترموهیدرولیکی فضای داخلی در طی حادثه *Large Break Loca* می باشد. در این تحقیق، جهت برآورد ماکزیمم تاثیرات سوء جانبی ناشی از حادثه *LB-LOCA* بر روی مقاومت و پایداری پوشش ایمنی نیروگاه، از تاثیر سیستمهای کنترلی صرفنظر شده است. اصول محاسبات و مدلسازی که در راستای این تحقیق به کار برده شده بر اساس اعمال حجم های کنترلی در مدار اولیه و فضای داخلی و خارجی کانتینمنت و محاسبه همزمان و وابسته به زمان معادلات بالانس جرم، ممنتوم و انرژی در این المانهای حجمی استوار می باشد. با مقایسه نتایج حاصل از این مدلسازی با نتایج تجربی ارائه شده در گزارش *FSAR*، مشاهده می شود که نتایج محاسبات از دقت خوبی برخوردار می باشد. همچنین ملاحظه می شود که مقدار فشار ماکزیمم تحمیل شده به کانتینمنت در اثر حادثه *LB-LOCA* کمتر از آستانه تحمل فشار کانتینمنت می باشد، که دلیل آنرا می توان در این دانست که محفظه ایمنی این نیروگاه قبلا برای یک راکتور *KWU (PWR)* ساخته و طراحی شده بود و چون از حجم بیشتری نسبت به یک راکتور تیپیکال *1000* مگاواتی *VVER* برخوردار می باشد لذا مقاومت و قدرت تحمل بیشتری را خواهد داشت. نتایج حاصل از این مطالعه، نشان می دهد که محفظه ایمنی نیروگاه هسته ای بوشهر حتی در صورت عدم عملکرد تمامی سیستم های ایمنی در مقابل حادثه *Large Break Loca* پایداری خویش را حفظ خواهد کرد.

BUSHEHR NPP, VVER-1000, Containment, LB-LOCA, FSAR

کلید واژه:

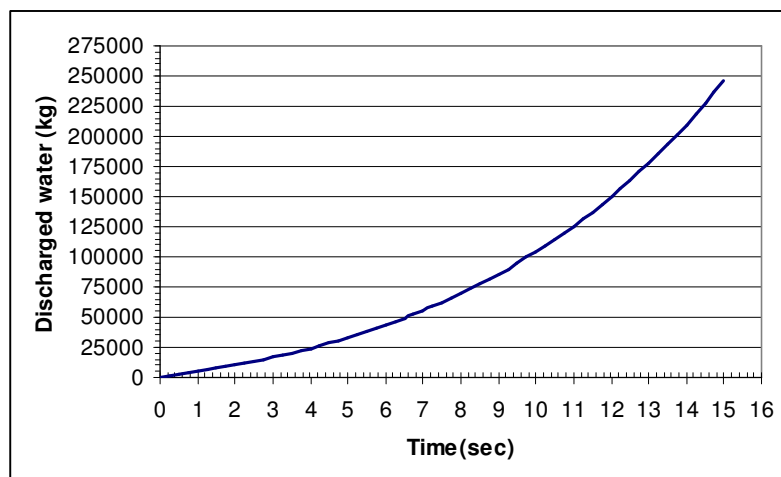
مقدمه:

با توجه به اینکه پروژه احداث نیروگاه اتمی بوشهر در ابتدا توسط شرکت آلمانی *KWU* طراحی شده و در حال ساخت بود، در ادامه با توجه به نیمه تمام رها شدن احداث نیروگاه توسط شرکت آلمانی، ادامه انجام این پروژه به شرکت روسی واگذار گردید تا با بهره گیری از راکتور *VVER-1000* به تکمیل آن، البته با استفاده از همان جداره ایمنی قبلی پردازد. بدین ترتیب حجم فضای داخلی پوشش ایمنی این نیروگاه

علیرغم اینکه در طراحی استاندارد راکتور VVER-1000 در حدود 60000 m^3 پیش بینی شده بود، در این نیروگاه به 71000 m^3 افزایش یافت. جهت حفظ پایداری و عملکرد مطلوب در پوشش ایمنی این نیروگاه از سیستم های حفاظتی مختلفی بهره گیری می شود که عبارتند از: سیستم جمع آوری هیدروژن، سیستم پائین نگهدارنده فشار بین دو دیواره پوشش ایمنی، سیستم دوش های اضطراری و سیستم صافی و تخلیه هوای داخل پوشش ایمنی. در تحقیق صورت گرفته جهت دست یافتن به برآورد صحیحی از تاثیرات سوء جانبی ناشی از این حادثه، محاسبات پارامتریک پوشش ایمنی برای بدترین حالت ممکن (بدون در نظر گرفتن سیستم های ایمنی و کنترلی) انجام می شود، تا اطمینان حاصل گردد که افزایش فشار ایجاد شده زیر آستانه مقاومت محفظه ایمنی می باشد.

روش کار:

به عنوان اولین مرحله از محاسبات، بایستی حجم مفید درون محفظه فولادی محاسبه گردد. که با توجه به کروی بودن شکل محفظه فولادی، حجم کل آن محاسبه شده و با کسر حجم تجهیزات نصب شده [3] از حجم کل محفظه فولادی، فضای مفید باقیمانده محاسبه می گردد. که پس از انجام فرایند فوق الذکر، حجم مفید محفظه ایمنی نیروگاه هسته ای بوشهر حدوداً برابر با 71000 m^3 بدست می آید. در این تحقیق جهت بدست آوردن میزان جرم خنک کننده خروجی از شکستگی (به قطر 850 mm) موجود در مدار اولیه، از داده های تجربی گزارش FSAR بهره گیری شده که در نمودار زیر به تشریح آن می پردازیم [5]:



شکل (۱) میزان تغییرات جرم خنک کننده خروجی از محل شکستگی در حادثه LB-LOCA

در ادامه جهت انجام محاسبات ترموهیدرولیک در داخل محفظه ایمنی نیروگاه، با اعمال حجم های کنترلی برای مدار اولیه راکتور و همچنین فضای داخلی Containment، معادله بالانس انرژی به صورت زیر تعریف می گردد [1].

$$m_{wp}(u_{f_2} + X_{st}u_{fg_2} - u_{wp_1}) + m_{wa}(u_{f_2} + X_{st}u_{fg_2} - u_{wa_1}) + m_a c_{va}(T_2 - T_{a_1}) = 0 \quad (1)$$

اکنون جهت تکمیل چرخه محاسباتی با توجه به اینکه فشار اولیه و رطوبت نسبی در پوشش ایمنی راکتور به ترتیب $1/01 \text{ MPa}$ و 80% می باشد با استفاده از قانون فشارهای جزئی دالتون به محاسبه فشار جزئی هوا و رطوبت موجود در فضای Containment (در لحظه پیش از حادثه) می پردازیم. شایان ذکر است که محاسبات فشار با فرض حالت نهایی اشباع انجام می پذیرد. فشار کل در حالت پیش از حادثه از رابطه زیر محاسبه می شود [1].

$$P_1 = P_{wa1} + P_{a1} \quad (2)$$

که P_{wa1} فشار جزئی رطوبت موجود در هوای Containment می باشد که با در اختیار داشتن دما، رطوبت محیط و بدست آوردن فشار اشباع در آن دما از طریق رابطه زیر محاسبه می گردد [1].

$$P_{wa1} = \phi P_{sat}(T_1) \quad (3)$$

فشار جزئی هوای پوشش ایمنی نیز به شرح زیر محاسبه می گردد:

$$P_{a1} = P_1 - P_{wa1} \quad (4)$$

که با توجه به اینکه، به جرم هوا و رطوبت موجود در آن در حل معادله (۱) نیاز است، با استفاده از معادلات (۵) و (۶) پارامترهای فوق بدست می آیند .

$$m_a = \frac{P_{a1} V_c}{R_a T_{a1}} \quad (5) \quad m_{wa1} = \frac{V_c}{V_{wa1}} \quad (6)$$

در این مرحله از محاسبات پارامتر کیفیت بخار موجود در فضای Containment با استفاده از معادله (۷) محاسبه می گردد .

$$X_{st} = \frac{V_T - V_{f_2}}{V_{fg_2}} \quad (7)$$

که البته پارامتر V_T ، مجموع حجم خنک کننده اضافه شده (در اثر حادثه LB-LOCA) و هوای Containment می باشد که در معادله (۸) تشریح گردیده است .

$$V_T = V_c + V_p \quad (8)$$

در ادامه نحوه محاسبه پارامترهای V_p و m_w در روابط (۹) و (۱۰) بیان می گردد.

$$m_w = m_{wa} + m_{wp} \quad (10)$$

$$V_p = m_{wp} v_{wp} \quad (9)$$

حال در هر استپ زمانی از محاسبات، با اعمال حدس دمایی پارمترهای V_{fg2} و V_{f2} را از روی جداول ترمودینامیکی اشباع آب بدست آورده و با جایگذاری در معادله (۷) پارامتر کیفیت بخار را محاسبه می نماییم. در این مرحله با رجوع به رابطه (۱) معادله را بر حسب X_{st} و در دمای حدس زده شده قبلی حل نموده و مقدار آن با نتیجه بدست آمده از معادله (۷) مقایسه می گردد. حال اگر تفاضل این دو مقدار در حد ناچیز بود نتیجه گرفته می شود که حدس دمایی صحیح بوده و بدین ترتیب فشار اشباع در آن دما را بدست آورده و با فشار جزئی هوای بدست آمده از طریق رابطه (۱۱) جمع می نماییم [1].

$$P_{a2} = P_{a1} \left(\frac{T_2}{T_1} \right) \quad (11)$$

$$P_2 = P_{w2} + P_{a2} \quad (12)$$

در غیر اینصورت این چرخه محاسباتی را با اعمال حدسهای دمایی دیگر تا تحقق برابری نتایج معادلات (۱) و (۷) تکرار می نماییم که شایان ذکر است در برنامه نویسی انجام شده، با استفاده از یک سیستم تشخیص همگرایی هوشمند در برنامه روال چرخشی محاسبات به سرعت همگرا می گردد. در انتها لازم به ذکر است، با توجه به اینکه در این تحقیق، محاسبات بر حسب زمان انجام می گیرد، نتایج بدست آمده از هر استپ زمانی به عنوان داده های ورودی در استپ بعدی استفاده می شود.

معرفی پارامترهای به کار برده شده در معادلات :

m_{wa} : جرم رطوبت هوای موجود در Containment m_a : جرم هوای موجود در Containment

m_{wp} : جرم خنک کننده که به داخل فضای Containment سرازیر می شود

T_2 : دمای هوا T_a : دمای نهایی مخلوط آب و هوا در فضای Containment (در هر استپ زمانی)

X_{st} : پارامتر کیفیت بخار c_{va} : ظرفیت گرمایی ویژه هوا P_{a1} : فشار جزئی هوا

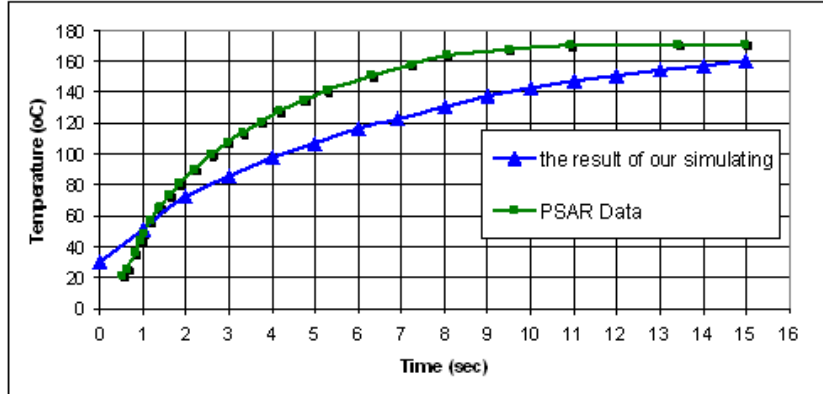
P_{wa} : فشار جزئی ناشی از رطوبت موجود در هوا P_T : فشار کل پوشش ایمنی

V_p : حجم خنک کننده سرریز شده به فضای Containment V_T : حجم کل محفظه ایمنی

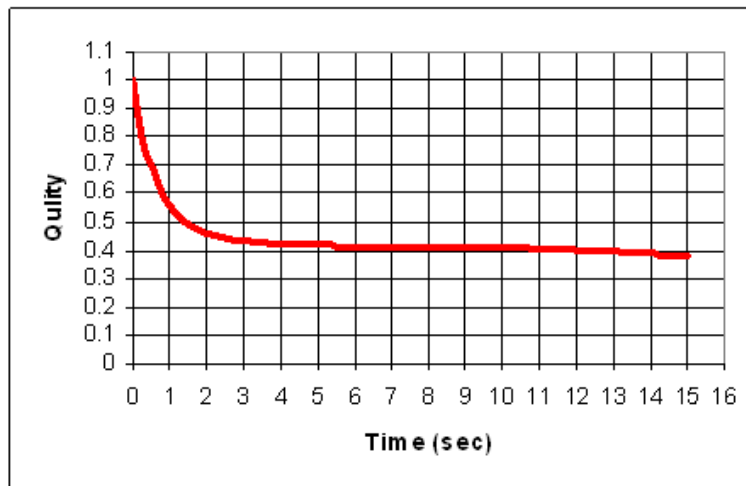
V_C : حجم مفید فضای محفظه ایمنی V_f : حجم مخصوص آب اشباع

V_{fg} : حجم مخصوص حالت تبخیر آب V_{wa} : حجم مخصوص آب Superheat در فشار T_a و P_{wa}

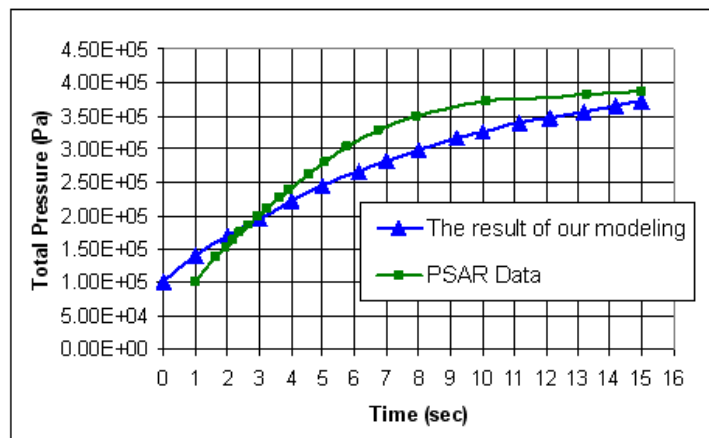
نتایج :



شکل (۲) نرخ تغییرات دمای هوای محفظه ایمنی



شکل (۳) تغییرات پارامتر کیفیت بخار در Containment



شکل (۴) نرخ تغییرات فشار کل محفظه ایمنی در خلال زمانی بروز حادثه LB-LOCA

نتیجه گیری:

همانگونه که در نمودار (۴) نشان داده شده است، در خلال ۱۵ ثانیه آغازین حادثه LB-LOCA که بیشترین حجم خنک کننده به داخل فضای Containment سرازیر می شود، فشار جزئی رطوبت هوا، فشار جزئی هوا و در نتیجه فشار کل محفظه ایمنی راکتور افزایش می یابد، که مقایسه انجام شده با نتایج FSAR [5] حاکی از دقت مطلوب در محاسبات می باشد.

با توجه به اینکه طبق گزارشات FSAR [4] آستانه تحمل فشار در محفظه ایمنی نیروگاه اتمی بوشهر در حدود ۰/۵ MPa می باشد، لذا مشاهده می شود که محفظه ایمنی در مقابل افزایش فشار ناشی از این حادثه مقاوم بوده و این قابلیت، زمان کافی را در اختیار اپراتور راکتور قرار می دهد که حتی در صورت بروز مشکل در وارد مدار شدن سیستم های ایمنی، به اصلاح پروسه کنترلی بپردازد. در شکل (۳) نیز تغییرات پارامتر کیفیت بخار موجود در فضای پوشش ایمنی نشان داده شده است، و همچنین در شکل (۲) مشاهده می شود که در اثر آزاد شدن انرژی خنک کننده سرازیر شده به محفظه ایمنی، دمای هوای Containment افزایش قابل ملاحظه ای پیدا می کند.

References:

1. NEIL.E.TODREAS, MUJID S.KAZIMI; Nuclear system I; 1982
2. Final Safety Analysis Report for BUSHEHR VVER-1000 Reactor, CHAPTER 4
3. Final Safety Analysis Report for BUSHEHR VVER-1000 Reactor, CHAPTER 5
4. Final Safety Analysis Report for BUSHEHR VVER-1000 Reactor, CHAPTER 6
5. Final Safety Analysis Report for BUSHEHR VVER-1000 Reactor, CHAPTER 15