



میزان تولید و نحوه ی پخش محصولات حاصل از شکافت طی حادثه ی LBLOCA در درون کانتینمنت راکتور WWER-1000

صالحی، محسن

دانشگاه آزاد اسلامی، واحد علوم و تحقیقات، باشگاه پژوهشگران جوان و نخبگان، تهران، ایران

چکیده:

اولین راکتور مورد بهره برداری کشور راکتور WWER-1000 V/446 می باشد. این راکتور از نوع آب تحت فشار مدل شرقی می باشد. میزان تولید و نحوه پخش مواد حاصل از شکافت که به دو صورت غیر قابل تراکم و قابل حل در سیال می باشند، موضوع مورد مطالعه ی این مقاله می باشد. در خلال حادثه ی کمبود خنک کننده در طی شکست گیوتینی شاخه سرد راکتور برآورد میزان تولید محصولات حاصل از شکافت توسط کد RELAP5/SCDAP بعنوان یک کد تخمین دقیق صورت پذیرفته است. با مدل سازی مدل پیشنهادی گزارش ایمنی برای کانتینمنت راکتور نحوه پخش این مواد در آن با استفاده کد CONTAIN2.0 ارزیابی شده است.

کلمات کلیدی: WWER، RELAP5/SCDAP، CONTAIN2.0، کمبود خنک کننده، محصولات شکافت

مقدمه :

در طی فرآیند شکافت در درون میله های سوخت در قلب راکتور، ایزوتوپ اورانیوم-۲۳۵ و یا پلوتونیوم-۲۳۹ به دو پاره تقسیم می شوند که به آنها محصولات شکافت می گویند. این بخش ها دارای مقادیر زیادی از انرژی جنبشی هستند که به طور عمده به عنوان انرژی حرارتی جنبشی در مواد اطراف آزاد می شوند. این انرژی برای گرمایش آب خنک کننده و دوفاز نمودن آب در مبدل بخار در راکتور های آب تحت فشار استفاده می شود. موضوع میزان و نحوه ی پخش محصولات حاصل از شکافت موضوعی است که با توجه به اصل دفاع در عمق و پیش بینی تدابیر عملیاتی در هنگام وقوع حوادث ضروری بنظر می آید. راکتور بوشهر بعنوان اولین راکتور قدرت قادر به تولید توان ۱۰۰۰ مگاوات برق می باشد. این راکتور از نوع آب تحت فشار مدل شرقی بوده که دارای ۴ مدار اولیه و ثانویه است. در زمینه محاسبه و پیش بینی محصولات حاصل از شکافت در راکتور WWER100/V446 تا کنون فعالیت های صورت پذیرفته است طی حوادث مختلف نظیر DELOCA [۱] و SBLOCA [۲] به مطالعه پدیده ای ترموهیدرولیکی، از جمله میزان خروج محصولات حاصل از شکافت در طی فرآیند تخریب قلب می پردازد. در این مطالعات از کد RELAP5/SCDAP بعنوان



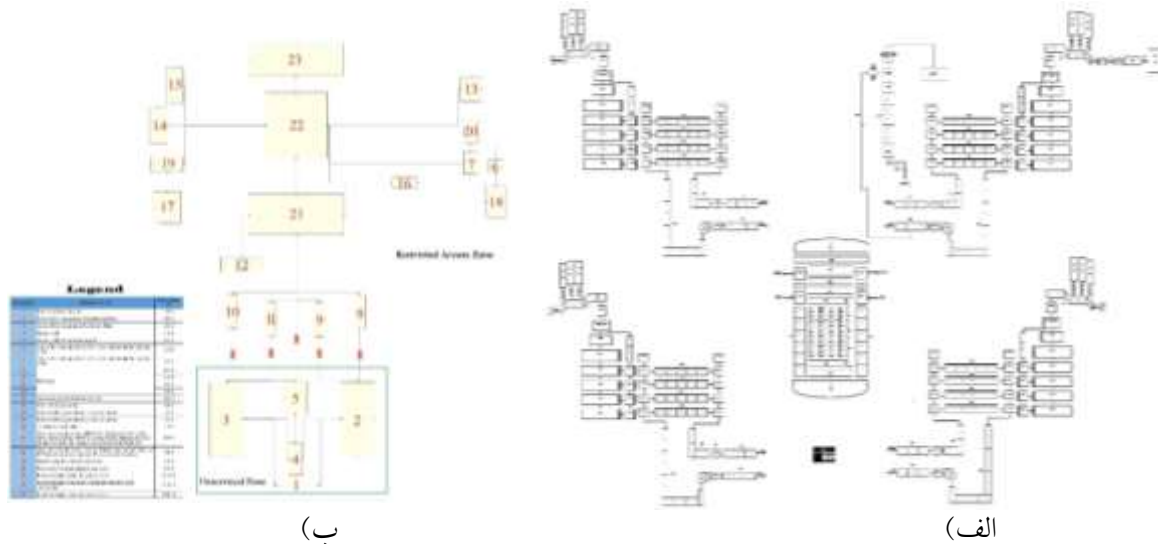
یک کد تخمین دقیق برای شبیه سازی استفاده و نود بندی نیروگاه هم تا حد امکان نزدیک به مدل انتخابی بهره بردار روس جهت مدل سازی نیروگاه انتخاب شده است. تمام این شبیه سازی ها محدوده محفظه تحت فشار راکتور را مورد مطالعه قرار می دهد و از فضای کانتینت راکتور اطلاعاتی را بدست نمی دهد. از سوی دیگر مطالعات پدیده ای ترموهیدرولیکی کانتینت در طی حادثه از دست رفتن خنک کننده مورد توجه پژوهشگران [۳][۴] با استفاده از کد CONTAIN 2.0 قرار داشته است. اما در این پژوهش ها، از نتایج گزارش ایمنی راکتور بعنوان ورودی کد یاد شده^۵ بالا جهت پیش بینی صرفاً فشار و دما استفاده شده و گزارش کوتاه مدت از حادثه را گزارش می نمایند. این در حالی است که نتایج گزارش شده در گزارش ایمنی راکتور حاصل شبیه سازی با پکیج کد TRAP [۶] می باشد و از سوی دیگر از میزان خطای روابط و قابلیت اطمینان این کد اطلاعاتی در دسترس نمی باشد.

از جمله قابلیت های کد Contain 2.0 می توان به محاسبه آهنگ خوردگی بتن Cavity، میزان و نحوه پخش محصولات حاصل از شکافت، آیروسل ها، هیدروژن و سیال در فاز مایع و بخار، محاسبه ی فشار و دما اشاره نمود [۶]. در واقع این کد کامپیوتری برای شبه سازی نیازمند ورودی اطلاعاتی می باشد که خود از نتایج تجربی و یا شبیه سازی های دیگر حاصل می آیند. از اینرو کد RELAP5/SCDAP را می توان بعنوان یکی از منابع اطلاعاتی برای شبیه سازی پدیده های کانتینت محسوب نمود [۷].

روش کار :

همانطور که اشاره شد راکتور بوشهر از نوع راکتور آب تحت فشار مدل شرقی می باشد و از چهار مدار اولیه تشکیل شده است. خنک کننده توسط ۴ پمپ موجود در هر مدار از شاخه سرد در درجه حرارت ۲۹۱ درجه سانتی گراد وارد قلب می شود و با افزایش درجه حرارتی بالغ بر ۳۰ سانتی گراد طی برداشت حرارت از قلب در فشار ۱۵/۷ مگا پاسکال از آن عبور کرده و به ۴ شاخه گرم هدایت می شود. در هر شاخه از طریق انتقال حرارت با مبدل بخار، باعث دو فاز شدن موجودی آب در این مبدل ها می شود. فشار کاری قسمت ثانویه مبدل بخار ۶/۳ مگا پاسکال و درجه حرارت نیز ۲۷۹ درجه سانتی گراد می باشد. بخار ایجاد شده پس از عبور از شبکه هایی رطوبت خود را از دست می دهد و در مسیر تعبیه شده به سوی توربین بخار و تولید برق روان می شود. مدل RELAP5/SCDAP آنچه که بصورت کوتاه شرح داده شده در شکل ۱ (الف) نمایان می باشد. در ادامه با مدل سازی یک برش گیوتینی در شاخه سرد حادثه از دست رفتن خنک کننده شبیه سازی شده و نتایج میزان خروج سیال از محل شکستگی در فاز بخار و مایع، درجه حرارت سیال و آهنگ خروج محصولات حاصل از شکافت بعنوان اصلی ترین اطلاعات اولیه استخراج می شود. بر طبق مدل پیشنهادی گزارش ایمنی، مدل سازی کانتینت راکتور توسط کد CONTAIN 2.0 صورت پذیرفته شده است (شکل ۱ (ب)). این محفظه

مدل سازی شده از ۲۳ سلول تشکیل شده که نام و حجم هر یک از سلول ها در قسمت علائم معین شده است. در مدل سازی کانتینمنت ساختار مواد سازنده آن بعنوان منبع برداشت گرما لحاظ و مدل چگالش نیز برای هر یک از سلول ها فعال شده است.



شکل (۱) نودبندی راکتور و کانتینمنت راکتور بوشهر توسط کد های

CONTAIN 2.0 (الف) RELAP5/SCDAP (ب) گزارش ایمنی [۲] در جدول

نتایج :

نتایج حاصل از حالت پایدار کد RELAP5/SCDAP بعنوان پایه و اساس مدل سازی با نتایج گزارش ایمنی [۲] در جدول (۲) مقایسه شده است. با توجه به نتایج لیست شده و خطای محاسبه شده، مدل سازی از صحت و دقت قابل قبولی برخوردار می باشد.

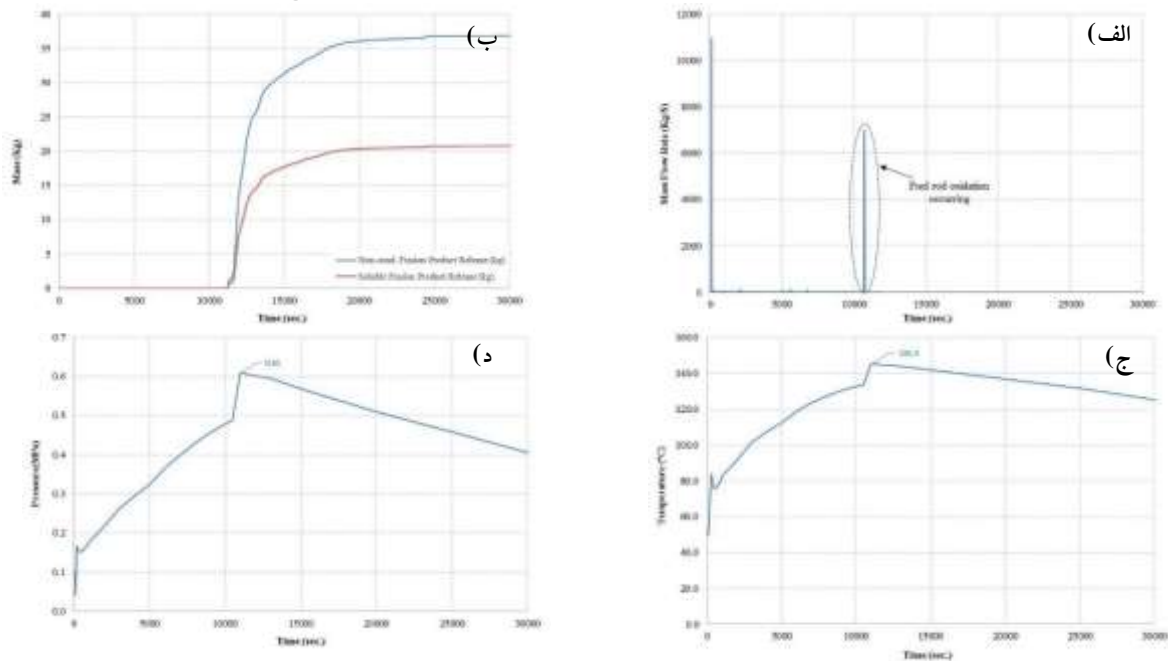
جدول (۲) مقایسه نتایج حالت پایدار کد RELAP5/SCDAP با نتایج گزارش ایمنی

ردیف	شرح	FSAR	R5/S	قدر مطلق خطا/٪	خطای قابل قبول/٪
۱	قدرت، MWth	۳۰۰۰	۳۰۰۰	۰	۲/۰
۲	فشار مدار اولیه، MPa	۱۵/۷	۱۵/۷	۰	۰/۱
۳	دمای خنک کننده ورودی به قلب، °C	۲۹۱/۰	۲۸۴/۰	۲/۴	۰/۵
۴	دمای خنک کننده خروجی از قلب، °C	۳۲۱/۰	۳۱۶/۰	۱/۶	۰/۵
۵	دبی خنک کننده در قلب، m ³ /h	۸۴۸۰۰/۰	۸۴۰۰۰/۰	۰/۹۴	۲/۰



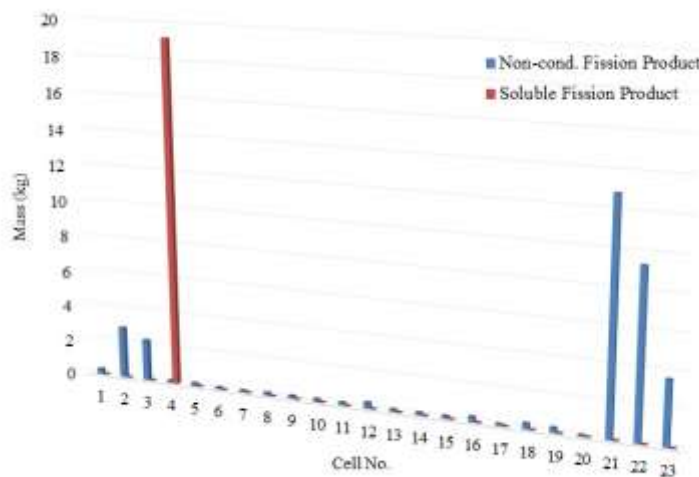
۶	فشار مدار ثانویه، MPa	۶/۳	۶/۳	۰	۰/۱
۷	دمای مدار ثانویه، °C	۲۷۸/۰	۲۷۹/۰	۰/۳۶	۰/۵
۸	افت فشار قلب، MPa	۰/۴۰۵	۰/۳۸۱	۶/۳	۱۰/۰
۹	جرم اولیه اورانیوم، kg	۸۲۲۳۹/۳	۷۹۸۴۰/۰	۳/۰	

شکل ۲ آهنگ خروج سیال از محل ایجاد شکست (الف)، میزان خروج محصولات شکافت غیر قابل تراکم و قابل حل در سیال از میله های سوخت (ب)، دما (ج) و فشار (د) کانتینمنت را نشان می دهد. همانطور که مشاهده می شود در لحظه ۲/۹۴ ساعت پس از وقوع حادثه فرایند اکسیداسیون میله های سوخت در مجاورت با بخار آب رخ می دهد. این پدیده منجر به بخار شدن آب باقی مانده در راکتور و خروج آن با دبی زیاد می شود. این افزایش ناگهانی دبی سیال سبب افزایش ناگهانی فشار و دمای کانتینمنت تا ۶/۱ بار و دمای تا ۱۴۵/۳ درجه سانتی گراد می شود. همانطور که از قسمت ب، شکل نمایان است در حدود ۳۷ کیلوگرم محصولات شکافت غیر قابل تراکم، Kr و Xe و در حدود ۲۱ کیلوگرم محصولات شکافت قابل حل در سیال، CsOH و CsI در اثر آسیب میله های سوخت از آن خارج می شوند.



شکل ۲ (الف) دبی خروجی سیال ب) محصولات تولید شده ی حاصل از شکافت
ج) دمای کانتینمنت د) فشار کانتینمنت

همانطور که اشاره شد این محصولات به دو گروه قابل حل در سیال (CsOH & CsI) و غیر قابل تراکم (Kr & Xe) توسط کد RELAP5/SCDAP تقسیم بندی می شوند. میزان و نحوه توزیع آنها در شکل ۳ نمایش داده شده است. همانطور که از این شکل بر می آید بیشترین انباشتگی محصولات قابل حل در سیال در سلول ۴ به میزان ۱۹/۲ کیلوگرم قابل مشاهده می باشد. از طرف دیگر بیشترین انباشتگی محصولات غیر قابل تراکم به ترتیب در سلول های ۲۱، ۲۲ و ۲۳ به ترتیب به میزان ۱۲/۹، ۹/۳۵ و ۳/۶۱ کیلوگرم پیش بینی می شود. شایان ذکر است که Kr و Xe یا بصورت کلی محصولات غیر قابل تراکم قابلیت آلوده سازی اتمسفر و محصولات قابل حل در سیال نظیر CsOH و CsI پتانسیل آلوده سازی منابع آبی را دارند.



شکل ۳) میزان و نحوه توزیع محصولات شکافت غیر قابل تراکم و قابل حل در سیال

بحث و نتیجه گیری :

همانطور که در این گزارش به صورت مختصر بیان شد، نتایج حاصل از کد RELAP5/SCDAP بعنوان اطلاعات اولیه و مورد نیاز کد CONTAIN 2.0 به منظور مدل سازی رفتار ترموهیدرولیکی کانتینت مورد استفاده قرار گرفته است. نتایج حاصل نشان می دهند که در قسمت مرتبط با جداره^ی بیرونی محفظه تحت فشار (سلول ۴) بیشترین انباشت محصولات شکافت قابل حل در سیال مشاهده و بیشترین انباشت محصولات غیر قابل تراکم نیز در فضای درون دیواره^ی استوانه ای، جداره^ی بین دیواره^ی بتنی و فلزی و قسمت فوقانی کانتینت (سلول های ۲۱، ۲۲ و ۲۳) رخ خواهد داد.



در قسمت (د) شکل ۲ میزان افزایش فشار در کانتینت ۰/۶۱ مگا پاسکال در دمای ۱۴۳ درجه سانتی گراد پیش بینی شده است که از میزان گزارش شده در گزارش ایمنی یعنی ۰/۴۶ مگا پاسکال در دمای ۱۵۰ درجه سانتی گراد بیشتر می باشد.

با توجه به تغییر رویکرد طراح راکتور مبنی بر اصلاح شیوه ی مدل سازی حوادث راکتور و درج آنها در گزارشات ایمنی پیشنهاد می شود نهاد علمی و صنعتی کشور نیز این تغییر رویکرد را در خود ایجاد و به منظور جلوگیری، پیش بینی و تدوین شیوه نامه^۴ تدابیر عملیاتی به منظور مدیریت بحران، آنالیز هایی هدفمند را برنامه ریزی و پیگیری نماید.

تقدیر و تشکر:

تقدیم به پدر و مادر عزیزم بخاطر محبت و حمایت هایشان

مراجع :

- [۱] صالحی, محسن, ۱۳۹۵, ارزیابی تخریب قلب و خروج محصولات حاصل از شکافت طی حادثه DELOCA در زمان عدم حضور سیستم های برق اضطراری نیروگاه هسته ای بوشهر, اولین همایش ملی مهندسی قدرت و نیروگاه های هسته ای, بوشهر, همکاری شرکت بهره برداری نیروگاه اتمی بوشهر, دانشگاه آزاد اسلامی واحد بوشهر, https://www.civilica.com/Paper-PENPP01-PENPP01_122.html
- [۲] Salehi, M.A., Jahanfarnia, G. (2016). Small break LOCA analysis without emergency core cooling systems using the RELAP5/SCDAP code in VVER-1000 reactor. *Annals of Nuclear Energy*. 87, 2 , 299-307
- [۳] Kalkhoran ,O.N, Rahgoshay, M., Minuchehr A., Shirani, A.S., 2014. Analysis of thermal-hydraulic parameters of WWER-1000 containment in a large break LOCA. *Annals of Nuclear Energy*. 68, 101-111
- [۴] Rahgoshay, M., Tilehnoee, M.H., 2016. Pressure distribution in the containment of VVER-1000 during the first seconds of large break LOCA. *Progress in Nuclear Energy*. 88, 211-217
- [۵] Russia Federal Agency on Nuclear Energy, "Final Safety Analysis Report", Bushehr NPP Unit 1, 2005
- [۶] Murata, K.K., Williams, D.C., Griffith, R.O., Gido, R.G., Tadios, E.L., Davis, F.J., Martinez, G.M., Washington, K.E., and Tills, J. Code manual for CONTAIN 2.0: A computer code for nuclear reactor containment analysis. United States: N. p., 1997. Web. doi:10.2172/569132



بیست و ششمین کنفرانس هسته‌ای ایران

۸ و ۷ اسفندماه ۱۳۹۸ - دانشگاه صنعتی خواجه نصیرالدین طوسی - تهران



Salehi, M., Shayesteh, M., 2017. The accumulator effects on in-vessel severe accident progression of [V] a three loop PWR nuclear power plant in a SBLOCA without safety injection system. Annals of Nuclear Energy. 107 , 1-16