



آنالیز حادثه LBLOCA به همراه از کار افتادن قسمت اکتیو سیستم خنک کننده

اضطراری توسط کد RELAP^۵ در راکتور بوشهر

احمد، پیروزمند*؛ آرمین، قاسمی؛ سید فرشاد، فقیهی

دانشگاه شیراز-دانشکده مهندسی مکانیک-بخش مهندسی هسته ای

چکیده

در این مقاله آنالیز حادثه LBLOCA در شرایط عمل نکردن پمپ‌های سیستم خنک کننده اضطراری ناشی از قطعی کامل برق برای راکتور VVER-۱۰۰۰ بوشهر، با فرض عدم دخالت اپراتور، توسط کد RELAP^۵ انجام شده است. قلب راکتور به صورت چهار کانال با ضرایب پیک توان شعاعی متفاوت مدل شده است. جهت اعتبارسنجی مدل، نتایج به دست آمده از کد RELAP^۵ در شرایط نامی، با نتایج موجود در FSAR که توسط کد TECHM برای حادثه مورد نظر به دست آمده بود مقایسه می‌گردد. نتایج حاصل انطباق خوبی با نتایج حاصل از کد TECHM در FSAR نیروگاه بوشهر دارد.

کلید واژه: راکتور VVER-۱۰۰۰ - حادثه LBLOCA - سیستم خنک کننده اضطراری

۱- مقدمه

قلب راکتور هسته ای دارای حجم قابل توجهی از موارد رادیواکتیو می باشد که باید از نشت خارج از کنترل آن به محیط اطراف که می‌تواند منجر به خطر افتادن جان هزاران انسان گردد و خسارات جبران‌ناپذیری به محیط زیست وارد کند، جلوگیری به عمل آید. با توجه به فلسفه دفاع در عمق، سدهای فیزیکی چند گانه محافظ در برابر نشت مواد رادیواکتیو به بیرون در طراحی نیروگاههای هسته ای در نظر گرفته می شود تا در شرایط کارکرد عادی و حادثه از نشت این مواد به محیط بیرون جلوگیری به عمل آید [۱]. وقوع حوادث مختلف

می تواند منجر به آسیب به هر یک از این سدها گردد. بنابراین مهمترین حوادث محتمل برای یک نیروگاه هسته‌ای از پیش توسط کدهای کامپیوتری شبیه‌سازی شده و میزان خسارات وارده در صورت بروز و زمان مورد نیاز توسط اپراتور برای جلوگیری یا کاهش آسیب محاسبه می‌گردد [۲].

انواع حوادث محتمل را می توان به دو دسته کلی تقسیم بندی کرد: دسته اول حوادثی هستند که در طراحی در نظر گرفته می شوند (DBA^۱) و به وسیله عملکرد اپراتور و سیستم های ایمنی نیروگاه می توان از آسیب ناشی از آنها جلوگیری کرد و یا مقدار آنها را به حداقل رساند. دسته دوم حوادثی می باشند که احتمال وقوع آنها نسبت به حوادث DBA کمتر بوده (BDBA^۲) اما در صورت وقوع می توانند منجر به حوادث شدید (SA^۳) شامل پدیده هایی مانند ذوب قلب، اکسیداسیون شدید غلاف سوخت، تولید هیدروژن و نشت کسر قابل توجهی از مواد رادیواکتیو به بیرون گردند. حوادث پیش آمده در راکتورهای چرنوبیل، TMI و فوکوشیما از این قبیل هستند [۱].

از جمله مهمترین حوادث محتمل برای راکتورهای هسته ای حادثه LBLOCA^۴ است که به معنای بروز شکستگی در مدار اول نیروگاه و از دست رفتن حجم قابل توجهی از خنک کننده می باشد. در این حادثه سیستم حفاظت راکتور با تریپ راکتور و به کار انداختن سیستم خنک کننده اضطراری (ECCS)^۵ که خود دارای دو قسمت اکتیو (پمپ های سیستم خنک کننده اضطراری فشار بالا و فشار پایین) و پسیو یعنی تانک های مرحله اول^۶ و مرحله دوم^۷ است، سعی در جلوگیری از افزایش بی رویه دمای قلب راکتور می کند.

به دلیل اهمیت بالای حادثه شکستگی در مدار خنک کننده راکتور، آنالیز و بررسی این حادثه از زمان ساخت اولین راکتورها مورد توجه بوده و مطالعات عدیده ای در این راستا برای انواع مدل های راکتور صورت گرفته است [۳-۵]. از جمله Yang و همکارانش آنالیز حادثه LBLOCA را برای راکتور آب تحت فشار Maanshan توسط کد TRACE/SNAP انجام داده اند [۶]. همچنین Kim و همکارانش این حادثه را توسط کد RELAP^۵ برای راکتور APR-۱۴۰۰ [۷] و Georgieva و همکارانش حادثه SBLOCA^۸ را برای راکتور VVER-۱۰۰۰۷۳۲۰ توسط کد ASTEC و MELCOR آنالیز کرده اند [۸].

با توجه به اهمیت و نقش این حادثه در آنالیز ایمنی راکتورهای آبی، در این تحقیق قصد داریم وضعیت ترموهیدرولیکی راکتور VVER-۱۰۰۰ بوشهر را در صورت بروز حادثه LBLOCA و قطعی قسمت اکتیو سیستم خنک کننده اضطراری توسط کد RELAP^۵ بررسی کنیم.

^۱ Design basis accident

^۲ Beyond design basis accident

^۳ Severe accident

^۴ Large break loss of coolant accident

^۵ Emergency core cooling system

^۶ ECCS 1st stage accumulators

^۷ KWU 2nd stage accumulators

^۸ Small break loss of coolant accident



۲- روش کار

در این تحقیق قصد داریم حادثه بروز شکستگی کامل در لوله ورودی قلب رآکتور (CL^۱) را در حالت کار نکردن پمپ‌های سیستم خنک‌کننده اضطراری رآکتور توسط کد RELAP^۵ بررسی کنیم. این کد یک کد توسعه یافته آنالیز گرمایی - هیدرولیکی رآکتورهای آب سبک است که در کتابخانه ملی ایالت آیداهو آمریکا ابداع شده و توانایی پیش‌بینی رفتار ترموهیدرولیکی نیروگاه هسته‌ای در شرایط عادی و حادثه را داراست [۹]. در گره بندی استفاده شده اجزا مدارهای اولیه و ثانویه برای هر چهار حلقه کاری رآکتور، قلب به صورت چهار کانال با ضرایب شعاعی توان متفاوت با حداکثر ضریب توان شعاعی ۱/۶ برای داغ‌ترین کانال و شکستگی به قطر ۸۵۰ میلی‌متر در فاصله یک متری از نازل ورودی CL مدل شده است.

سناریوی حادثه بدین صورت است که همزمان با بروز شکستگی کامل در CL، برق در کل نیروگاه قطع شده (SBO^۲) و بدون هیچ‌گونه دخالتی توسط اپراتور به ترتیب رویدادهای زیر اتفاق می‌افتد: در لحظه بروز حادثه فشار در طرف اول به شدت افت می‌کند و زمانی که فشار در RCC^۳ تا ۱۴/۷ مگا پاسکال پایین آمد دستور خاموشی رآکتور توسط سیستم حفاظت رآکتور صادر می‌شود. با رسیدن اختلاف بین دمای سیال در لوله خروجی رآکتور (HL^۴) و دمای اشباع سیال در فشار کاری رآکتور به کمتر از ۱۰ درجه سانتی‌گراد دستور فعال‌سازی سیستم ایمنی رآکتور صادر می‌گردد. به علت قطع شدن برق در نیروگاه، شیرهای TGSV^۵ بسته می‌شوند. سپس با پایین آمدن فشار طرف اول تا فشار گاز پیشران تانک‌ها یعنی ۵/۸۸ مگا پاسکال، تزریق محلول اسید بوریک به قلب توسط چهار تانک مرحله اول سیستم خنک‌کننده اضطراری تا زمانی که سطح آب درون تانک‌ها به ۱/۲ متر برسد انجام می‌گیرد. با پایین آمدن بیشتر فشار و رسیدن آن به ۲/۵ مگا پاسکال که دیگر مولد بخار برای انتقال گرما کارآمد نیست، مرحله دوم تزریق محلول اسید بوریک به قلب توسط ۸ تانک KWU آغاز می‌گردد. که در نهایت با به اتمام رسیدن محلول درون تانک‌ها ادامه یافتن نشستی خنک‌کننده از محل شکستگی باعث گرم شدن بی‌رویه قلب می‌شود [۱۰].

۳- نتایج

^۱ Cold leg

^۲ Station black out

^۳ Reactor collection chamber

^۴ Hot leg

^۵ Turbo generator stop valves

^۶ Steam generators

پس از صدور فرمان خاموشی راکتور میله‌های کنترل با تأخیر $1/327$ ثانیه شروع به پایین آمدن می‌کنند حال آنکه افت توان راکتور قبل از این زمان به دلیل راکتیویته منفی ناشی از کاهش سریع دانسیته خنک‌کننده در قلب اتفاق افتاده است.

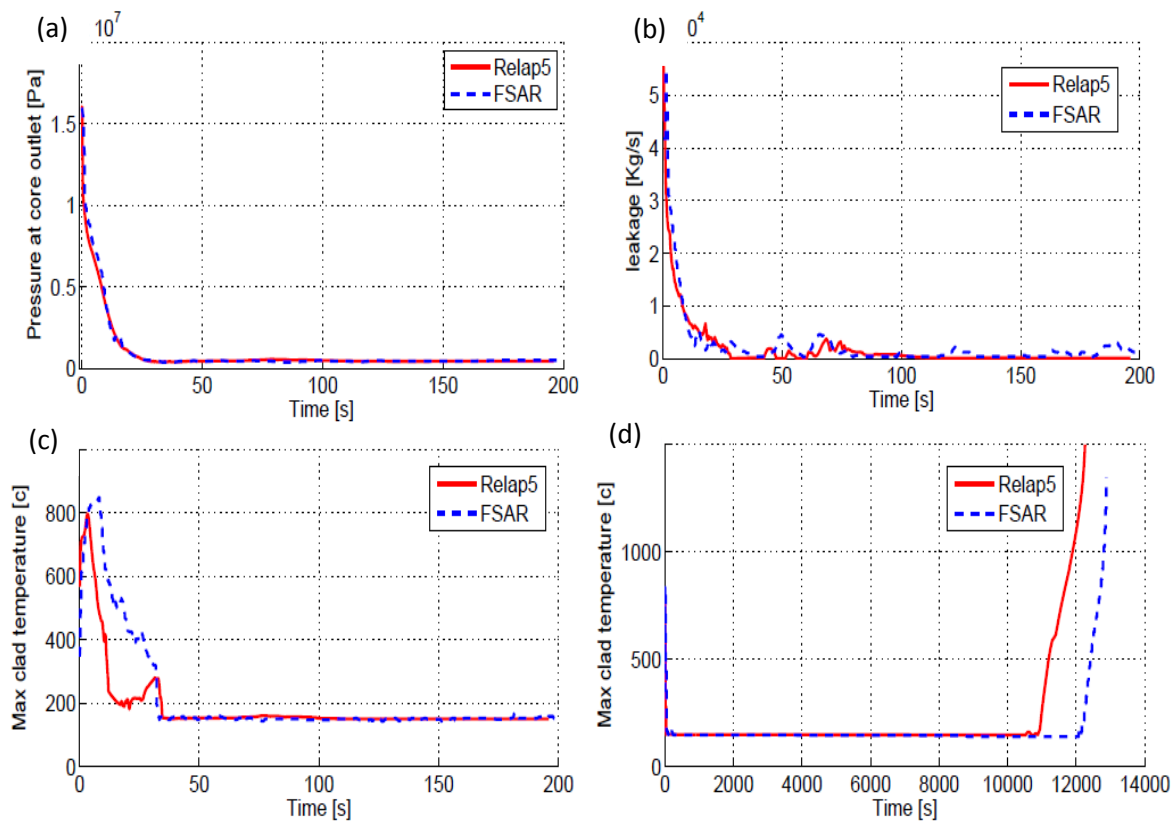
به دلیل دبی بالای جریان از محل شکستگی، مطابق شکل (۱-a) فشار طرف اول با نرخ بالایی تا رسیدن به فشار اشباع خنک‌کننده موجود در RCC افت می‌کند و بعد از آن به علت تبخیر سیال موجود در RCC افت فشار با نرخ کمتری صورت می‌گیرد. همان طور که در شکل (۱-b) نشان داده شده نرخ جریان از محل شکستگی در لحظات اول حادثه دارای بیشترین مقدار خود یعنی 58000 کیلوگرم بر ثانیه است که این میزان ناشی از دبی سیال عبوری از سیستم خنک‌کننده اضطراری بیشتر است و در این حالت جریان برگشتی خنک‌کننده از RCC این اختلاف دبی را جبران نموده و مانع از افزایش دمای میله‌های سوخت شده و به خنک نگه داشتن قلب کمک می‌کند.

افت فشار در سیستم و فقدان گردش سیال در آن باعث پایین آمدن نرخ انتقال حرارت از قلب، افزایش دمای غلاف سوخت و پیدایش DNB^۱ در سطح میله‌های سوخت می‌گردد. با توجه به شکل (۱-c) بیشینه مقدار دمای غلاف سوخت برای داغ‌ترین میله سوخت^۲ در لحظات اول وقوع حادثه به 800 درجه سلسیوس می‌رسد. همزمان با پایین آمدن فشار سیستم تا $2/5$ مگا پاسکال تانک‌های KWU با دبی 63 کیلوگرم بر ثانیه شروع به کار کرده و با رسیدن سطح آب مدار به سطح آب موجود در این تانک‌ها دبی جریان از این تانک‌ها به 10 کیلوگرم بر ثانیه کاهش می‌یابد. طبق شکل‌های (۱-c) و (۱-d) به تدریج دمای قلب تا 147 درجه سلسیوس پایین می‌آید و تا زمانی که میزان خنک‌کننده موجود در RPC^۳ کافی باشد؛ داغ‌ترین میله سوخت قلب به صورت پایدار در این دما باقی خواهد ماند. مطابق شکل (۱-d) از زمان 11000 ثانیه به بعد دما به تدریج افزایش می‌یابد. سرانجام در 12000 ثانیه تانک‌های KWU کلاً متوقف می‌شوند. بعد از آن افزایش دما تا 1200 درجه و بالاتر اتفاق می‌افتد و موجب آسیب به میله‌های سوخت و در نهایت قلب می‌گردد.

^۱ Departure from nucleate boiling

^۲ Hot rod

^۳ Reactor pressure chamber



شکل ۱: (a) فشار در لوله خروجی قلب راکتور بر حسب پاسکال، (b) نرخ جریان از محل شکستگی بر حسب کیلوگرم بر ثانیه، (c) ماکزیمم دمای غلاف سوخت بر حسب درجه سانتی گراد در ۲۰۰ ثانیه اول آنالیز و (d) ماکزیمم دمای غلاف سوخت بر حسب درجه سانتی گراد در کل زمان آنالیز.

۴- بحث و نتیجه‌گیری

در این مقاله آنالیز رفتار ترموهیدرولیکی قلب راکتور بوشهر که در آن دو حادثه LBLOCA و SBO به صورت همزمان اتفاق افتاده‌اند و اپراتور در حین بروز حادثه دخالتی ندارد؛ توسط کد RELAP⁵ انجام گردید. جهت اعتبارسنجی نتایج حاصل با نتایج موجود در FSAR نیروگاه بوشهر که توسط کد TECHM به دست آمده بود مقایسه گردید که نشان داد در موارد بسیاری نتایج انطباق خوبی با یکدیگر دارند. نتایج نشان می‌دهد که افزایش دما در غلاف در زمان کوتاه‌تری نسبت به نتایج FSAR اتفاق می‌افتد (۱۱۰۰۰ ثانیه) و بنابراین مدیریت حادثه باید طوری صورت بگیرد که از تجاوز دمای غلاف به بیش از مقدار بیشینه مجاز (1200°C) که می‌تواند منجر به آسیب جدی به قلب راکتور گردد، جلوگیری شود.



مراجع

- [۱] B. R. Sehgal, Nuclear Safety in Light Water Reactors, Academic Press, First Edition, ۲۰۱۲.
- [۲] E. E. Lewis, Nuclear Power Reactor Safety, John Wiley & Sons, New York, ۱۹۷۷.
- [۳] J. I. Sanchez, Y. Zvonarev, and A. Bujan, Simulation of LBLOCA for a Westinghouse PWR by RELAP^۵, Nuclear Technology, Vol. ۹۸, pp. ۱۹۲-۱۹۸, ۲۰۰۱.
- [۴] Y. A. Hassan, and C. Fu, Analysis of a VVER-۱۰۰۰ Reactor With UO₂ Fuel And Mixed-Oxide Fuel, Nuclear Technology, Vol. ۱۴۸, No. ۳, pp. ۳۲۵-۳۳۴, ۲۰۰۴.
- [۵] J. P. Van Dorselaere, W. Plumecocq, and H. J. Allelein, ASTEC Application to VVER Reactors, NSI/RRC, Kurchatov Institute, Moscow, Russia, ۲۰۰۲.
- [۶] J. H. Yang, J. R. Wang, H. T. Lin, and C. Shih, LBLOCA analysis for the Maanshan PWR nuclear power plant using TRACE, Energy Procedia, Vol. ۱۴, pp. ۲۹۲-۲۹۷, ۲۰۱۲.
- [۷] Y. S. Kim, B. U. Bae, C. H. Park, G. C. Park, K. Y. Suh, and U. C. Lee, RELAP^۵/MOD۳,۳ analysis of coolant depletion tests after safety injection failure during a large-break loss-of-coolant accident, Nuclear Engineering and Design, Vol. ۲۳۵, pp. ۲۳۷۵-۲۳۹۰, ۲۰۰۵.
- [۸] J. Georgieva, A. Stefanova, B. Atanasova, and P. Groudev, VVER-۱۰۰۰ Small-Medium Break LOCAs Predictions by ASTEC, International Conference Nuclear Energy for New Europe, Bled, Slovenia, ۲۰۰۵.
- [۹] RELAP^۵/MOD۳ CODE MANUAL, Idaho National Engineering Laboratory, Vol. ۲, ۱۹۹۵.
- [۱۰] Loss-of-coolant accident- large break without emergency core cooling, Bushehr NPP's FSAR, Chapter ۱۵, Section ۳, ۲۰۰۵.