شبیه سازی کامل و بررسی انواع حوادث از دست دادن جریان خنک کننده (LOFA) در راکتور تحقیقاتی تهران با استفاده از کد RELAP5/MOD 3.2

افشین هدایت*

سازمان انرژی اتمی ایران – پژوهشگاه علوم و فنون هسته ای – پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای

چکیده:

در این پژوهش سیستم ترموهیدرولیک، شامل مجموعه استخرها، تانک تاخیری، مدار خنک کننده اولیه، شیرها ، پمپ، مبدل حرارتی، کانالهای توان متوسط و داغ، مجموعه‌های پرتودهی، محفظه زیرین و شیر ایمنی قلب راکتور تحقیقاتی تهران (TRR) با استفاده از کد RELAP5 به طور کامل شبیه سازی شده و با داده‌های آزمایشگاهی موجود اعتبارسنجی صورت گرفته است. سپس سناریوهای مختلف حوادث محتمل از دست دادن جریان خنک کننده (LOFA) شامل حادثه از دست دادن پمپ و نیز حوادث گیر کردن یا باز شدن ناگهانی دریچه ایمنی، شبیه سازی و آنالیز شده اند. نتایج حاکی از ایمن بودن TRR در صورت اجرای خاموش سازی های اضطراری پیش بینی شده می‌باشد.

کلید واژه: *راکتور تحقیقاتی تهران، حادثه از دست دادن جریان، ایمنی هسته‌ای،DBA، LOFA، RELAP5.*

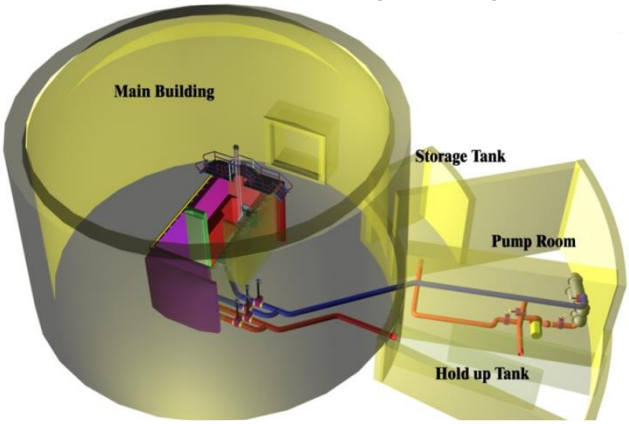
۱. مقدمه:

راکتورهای تحقیقاتی نقش و جایگاه ویژه‌ای در پیشبرد علوم و فنون هسته‌ای دارا می‌باشند [۱]. راکتور تحقیقاتی تهران (TRR) یک راکتور از نوع استخری با توان ۵ مگاوات می‌باشد [۲]. از جمله مهمترین حوادث محتمل در این از راکتورها، حادثه از دست رفتن خنک کننده (LOFA)، می‌باشد. کدهای محاسباتی ATHLET، CATHARE، و RELAP از جمله مهمترین کدهای محاسبات هسته‌ای با قابلیت بهترین تقریب ممکن (BE Tools) در شبیه سازی روند حوادث مبنای طراحی (DBA) می‌باشند[۳و ۴]. همچنین قابلیت مدل سازی همزمان کلیه تجهیزات سیستم مهندسی ایمنی راکتور، قابلیت حل کامل معادلات (دو فازی در حضور یک گاز تراکم ناپذیر) پایستگی جرم، انرژی، و تکانه، به همراه حجم بسیار بالای معادلات تجربی قابل استفاده از جمله مزایای کد RELAP می‌باشند [۵]. از کد فوق به منظور شبیه سازی و آنالیز انواع حوادث مبنای طراحی [۵] از جمله حوادث LOCA [۳]، SBO [۴]، LOFA [۶]، و RIA [۷] در آنالیز ایمنی راکتورهای تحقیقاتی [۸] استفاده شده است. از جمله مزایای پژوهش جاری، شبیه سازی کامل و لحاظ کلیه اجزاء سیستم خنک کننده اولیه به همراه اجزاء تاثیر گذار مدار ثانویه می‌باشد. همچنین مدل سازی و بررسی کلیه حوادث محتمل LOFA (شامل ۴ سناریوی مختلف)در آخرین چیدمان قلب کاری راکتور تحقیقاتی تهران

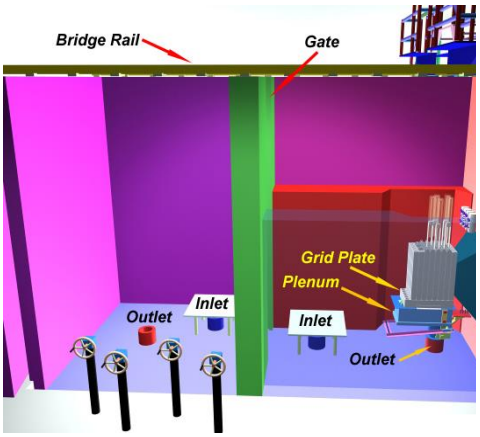
انجام شده است. بررسی نتایج اعتبار سنجی یک پژوهش مجزا (Blind Search) در نقاط مختلف دنیا بیانگر حساسیت بسیار بالای نتایج کد RELAP به نحوه مدل سازی راکتور(Reactor Nodalization) می‌باشد [۹].

۲. روش پژوهش:

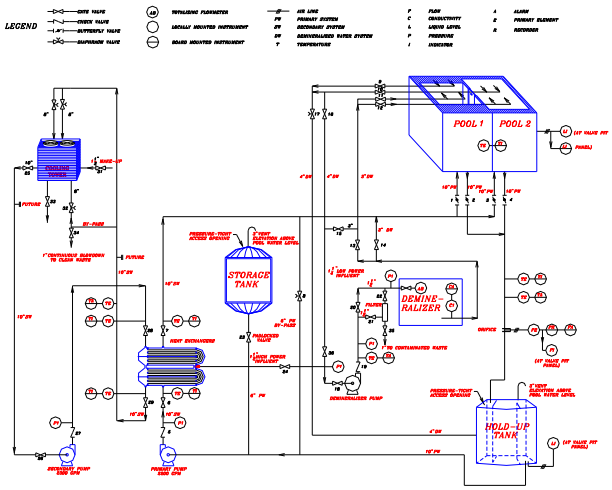
دراین پژوهش راکتور تحقیقاتی تهران [۲، ۳، ۴] به عنوان راکتور مبنای محاسبات انتخاب شد. راکتور فوق یک راکتور تحقیقاتی استخری با توان بیشینه کاری ۵ مگاوات با سوخت صفحه ای U_3O_8 با غنای ۲۰٪ ^{235}U می‌باشد. شکلهای ۱ الی ۴ به ترتیب نشانگر نمای سه بعدی راکتور و سیستم خنک کننده اولیه، نمای سه بعدی استخر و قلب راکتور، نمای شماتیک کلیه اجزاء سیستم خنک کننده راکتور، و نیز محفظه زیرین و دریچه ایمنی راکتور می‌باشند. همچنین جدول ۱ بیانگر مشخصات عمومی سوخت و راکتور تهران می‌باشد.



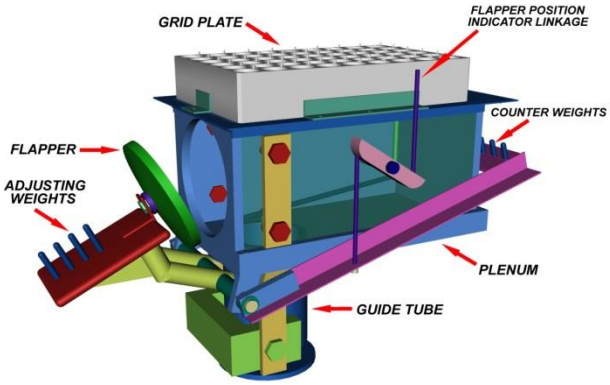
شکل ۱ – شمای سه بعدی مدار اولیه خنک کننده TRR



شکل ۲ – شمای سه بعدی استخر و قلب TRR



شکل ۳ – طرح شماتیک سیستم خنک کننده TRR



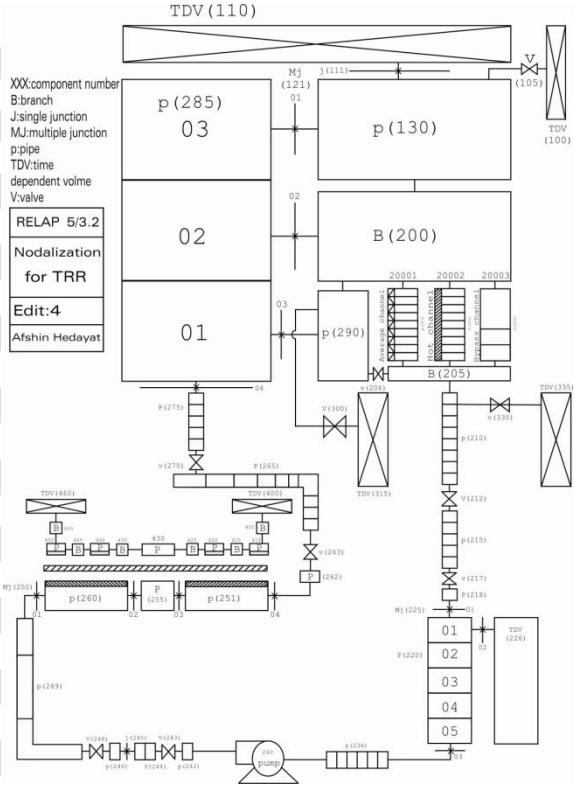
شکل ۴ – شمای سه بعدی محفظه زیرین و دریچه ایمنی TRR

در این پژوهش ابتدا سیستم خنک کننده راکتور تحقیقاتی تهران به طور کامل مدل سازی شده (شکل ۵) و نتایج آن بر مبنای مقادیر آزمایشگاهی قلب مرجع راکتور تحقیقاتی تهران اعتبار سنجی خواهد شد. ۱۰۰۰ ثانیه اول هر سناریو مرتبط با شبیه سازی حالت پایای آخرین قلب کاری راکتور تحقیقاتی تهران خواهد بود.

همچنین چهار سناریو شامل: الف) حادثه فقدان پمپ همراه با خاموش سازی اضطراری ناشی از سیگنال خطای پمپ؛ ب) حادثه فقدان پمپ به همراه خاموش سازی اضطراری ناشی از سیگنال کاهش ۱۰ درصدی دبی جریان خروجی قلب ج) حادثه فقدان پمپ به همراه باز نشدن دریچه ایمنی قلب راکتور همراه با خاموش سازی اضطراری راکتور؛ د) حادثه باز شدن ناگهانی دریچه ایمنی قلب راکتور در شرایط کارکرد عادی راکتور همراه با خاموش سازی اضطراری راکتور، مدل سازی و تحلیل شد. به ترتیب، ضرایب افت فشار ناشی از تغییر سطح مقاطع اتصالات، اجزاء مختلف نظیر شیرها، و نیز زبری لوله‌ها با استفاده از روابط بوردا-کارنات مستخرج از [۱۰]، تابعی بر حسب عدد رینولدز مستخرج از [۱۱]، و نیز نمودار مودی-چارت تعریف گردید [۳، ۴، ۵، ۱۰ و ۱۱] .توزیع توان شعاعی و محوری بر روی صفحات سوخت به طور کسینوسی و به طور محافظه کارانه با لحاظ قله توان بیشینه کل ۳ برای کانال داغ لحاظ شد. همچنین توزیع توان زمان ناشی از گرمای پسمان پس از خاموش سازی اضطراری به طور نمایی و بر حسب نتایج کد ORIGEN لحاظ گردید[۴]. فاصله زمانی ارسال سیگنال خاموش سازی اضطراری تا خاموش سازی راکتور به طور محافظه کارانه برابر ۱ ثانیه ملحوظ شد. همچنین منطبق ترین روابط تجربی به منظور محاسبه دقیق ضرایب انتقال حرارت در قلب راکتور و مبدل حرارتی ملحوظ گردید.

جدول ۱– مشخصات عمومی سوخت و راکتور تحقیقاتی تهران

مواد و ساختار قلب	
سوخت هسته‌ای	MTR-LEU
خنک کننده و کند کننده	آب سبک
بازتابنده	گرافیت – آب سبک
شرایط ترموهیدرولیکی	
حجم آب استخر	۴۷۷ (m^3)
حجم آب تانک تاخیری	۳۷,۴۲ (m^3)
هد پمپ	۳۰,۴۸ (m)
ضریب هدایت حرارتی سوخت	۱۰,۰ (w/m. k)
ضریب هدایت حرارتی غلاف سوخت	۱۶۷,۰ (w/m. k)
فاکتور قله توان بیشینه (در آنالیز ایمنی)	۳,۰
دمای خنک کننده ورودی	۳۷,۸ (^{0}c)
آهنگ جریان خنک کننده اولیه	۰,۱۳۸۹ ($m^3.s^{-1}$)
آهنگ جریان خنک کننده ثانویه	۰,۱۴۵ ($m^3.s^{-1}$)
ابعاد صفحه سوخت	
طول سوخت	۸,۱ (cm)
عرض سوخت	۷,۰۷۱ (cm)
ارتفاع سوخت	۷۰,۵ (cm)
تعداد صفحات سوخت در مجموعه استاندارد	۱۹
تعداد صفحات سوخت در مجموعه کنترل	۱۴
ضخامت سوخت هسته‌ای فعال	۰,۷ (mm)
عرض سوخت هسته‌ای فعال	۶,۰ (cm)
ارتفاع سوخت هسته‌ای فعال	۶۱,۵ (cm)
عرض کانال خنک کننده بین صفحات سوخت	۲,۷ (mm)
ضخامت غلاف سوخت	۰/۴ (mm)

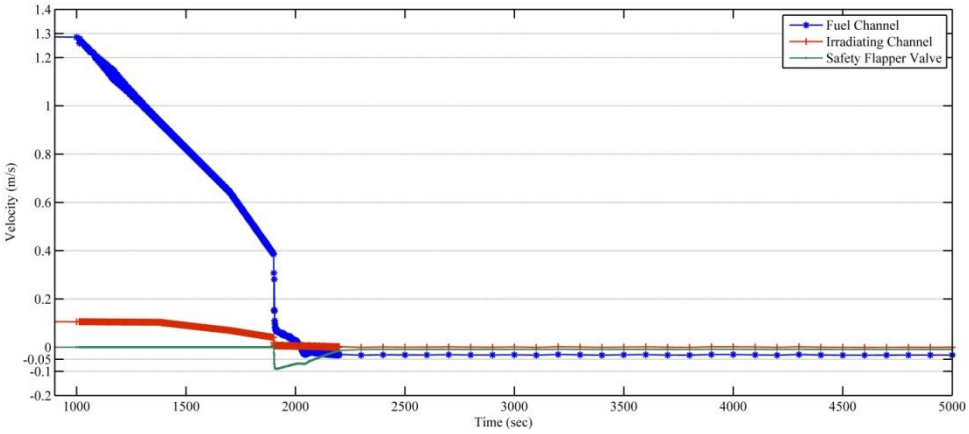


شکل ۵– الگوی مدل سازی راکتور تهران توسط کد RELAP

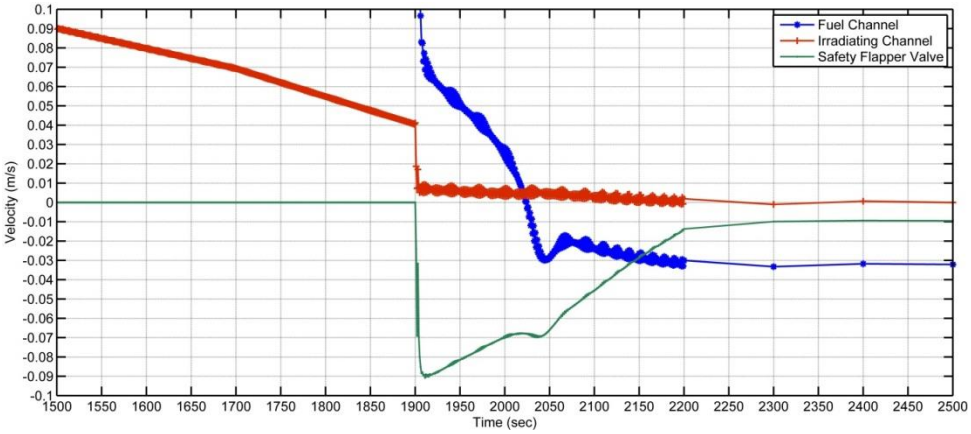
در این بین به منظور تخمین ضریب انتقال حرارت (بر پایه صفحات عمودی موازی در قلب راکتور با قابلیت توزیع توان کسینوسی) بر حسب عدد نوسولت برای جریان اجباری آشفته از رابطه دیتوس-بولتر مستخرج از [۱۲] و برای حالت همرفت طبیعی از رابطه چرچیل-چو مستخرج از [۱۳] استفاده شد. لازم به ذکر است؛ استفاده از روابط تجربی انتقال حرارت موجب اصلاح حل معادلات تک بعدی پایستگی به ویژه اثر اتلاف ناشی از ویسکوزیته در نواحی شرایط مرزی سوخت در زمان جریان های آرام همرفت طبیعی خواهد شد [۴ و۱۴]. روابط مذکور به عنوان شیوه حل و مدل سازی مسئله در مقاله طرح و در مجموعه کتابهای راهنمای کد RELAP5 [۵]، موجود می‌باشد.

۳. نتایج محاسبات:

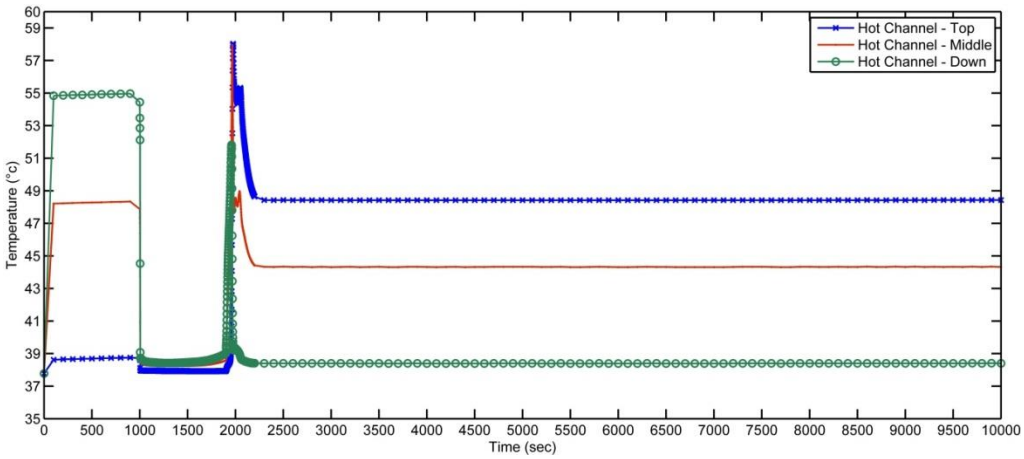
جدول ۲ بیانگر نتایج اعتبارسنجی محاسبات می‌باشد. شکل های ۶ الی ۱۷ معرف (توزیع محوری) تغییرات دمای خنک کننده در کانال داغ، (توزیع محوری) دمای غلاف سوخت کانال داغ و تغییرات سرعت خنک کننده در سوخت، کانال‌های پرتودهی، و دریچه ایمنی قلب راکتور، در چهار سناریوی تعریف شده می‌باشند.



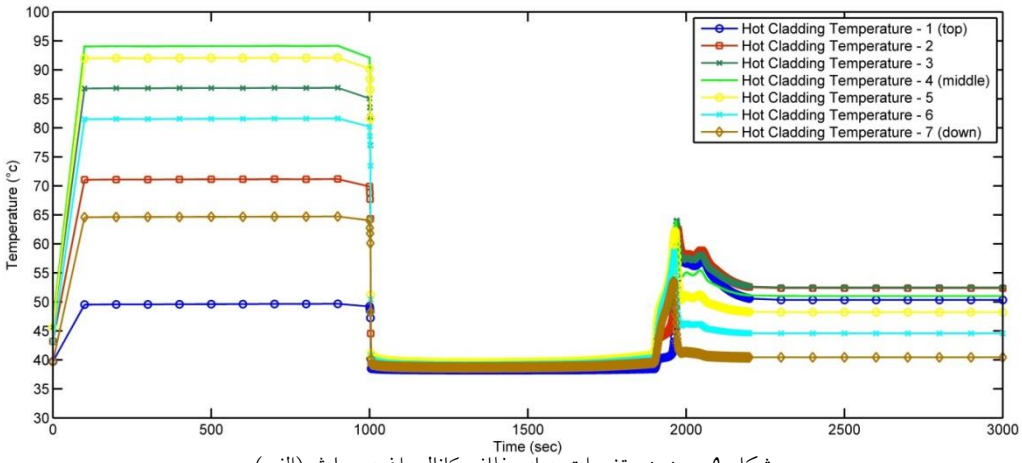
شکل ۶– منحنی تغییرات سرعت خنک کننده در حادثه (الف)



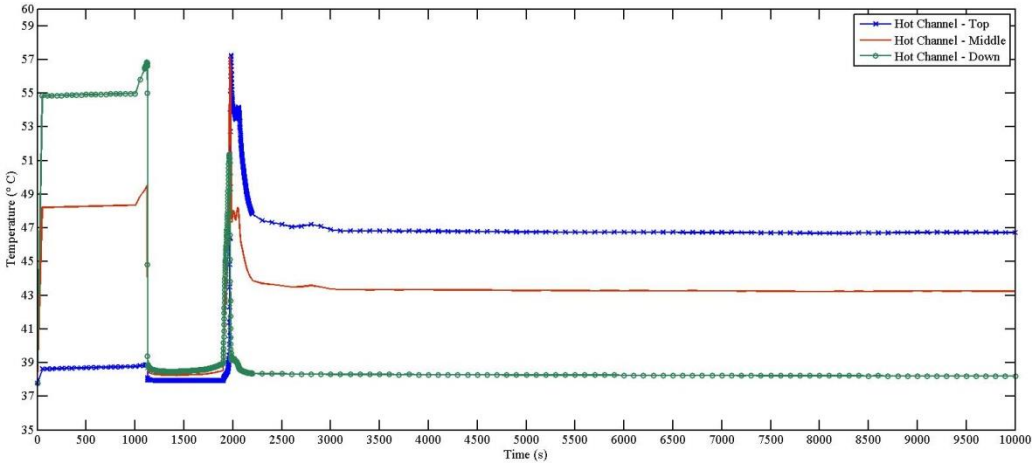
شکل ۷ – منحنی تغییرات سرعت در زمان معکوس شدن جریان (الف)



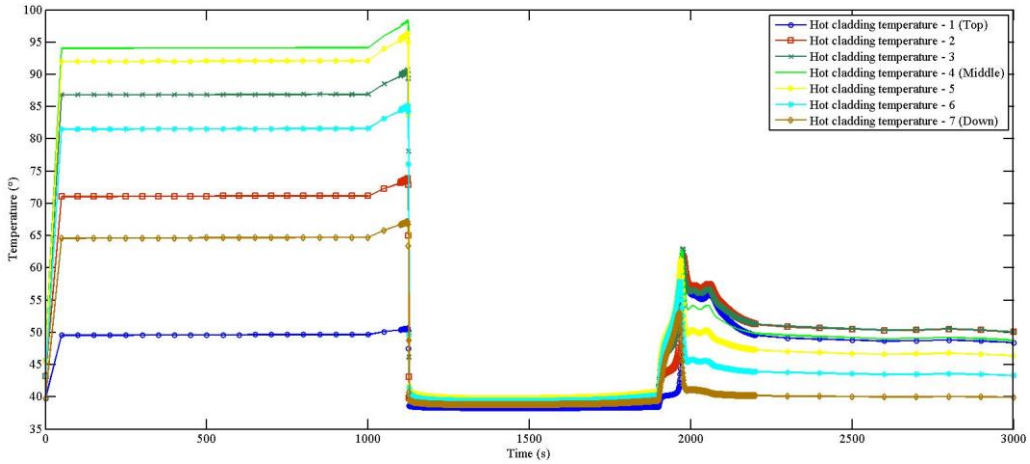
شکل ۸– منحنی تغییرات دمای خنک کننده کانال داغ در حادثه (الف)



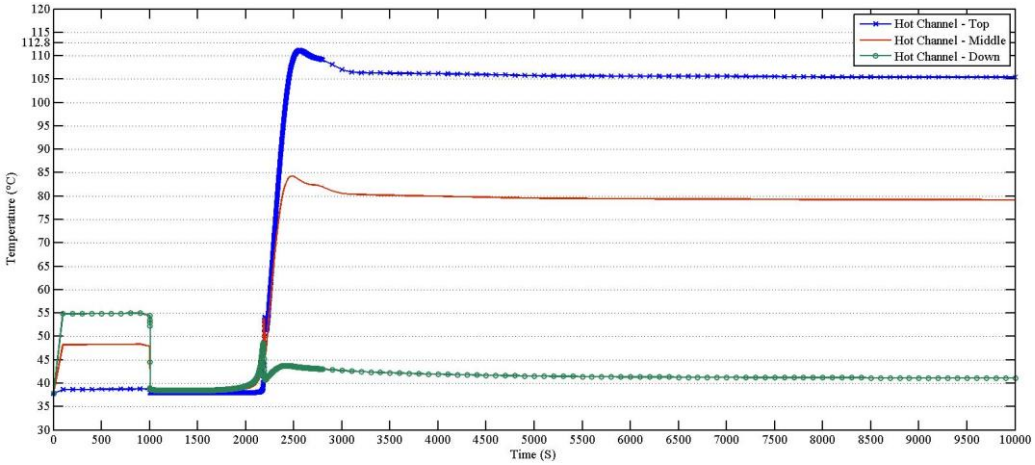
شکل ۹ – منحنی تغییرات دمای غلاف کانال داغ در حادثه (الف)



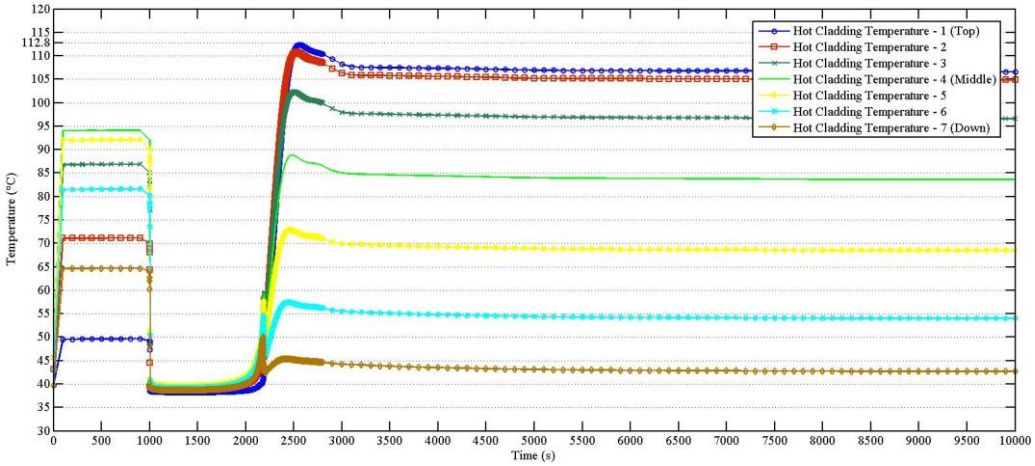
شکل ۱۰– منحنی تغییرات دمای خنک کننده کانال داغ در حادثه (ب)



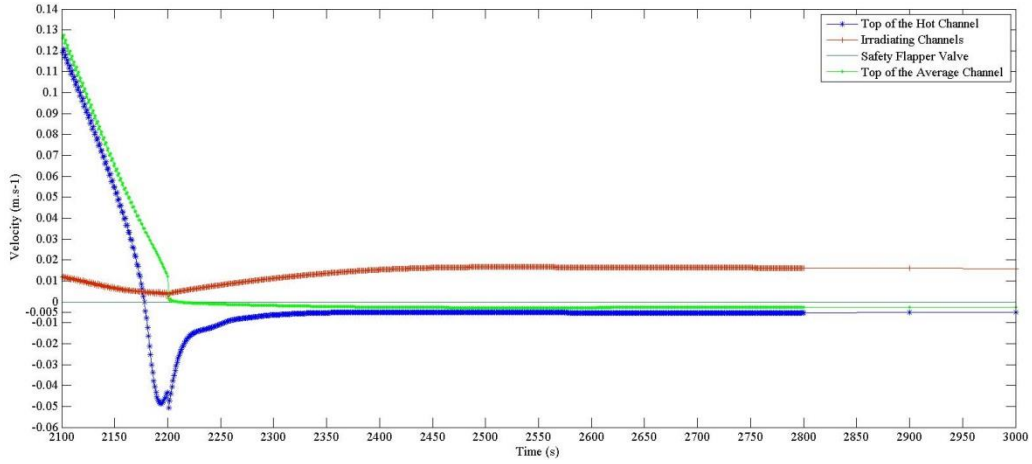
شکل ۱۱ – منحنی تغییرات دمای غلاف کانال داغ در حادثه (ب)



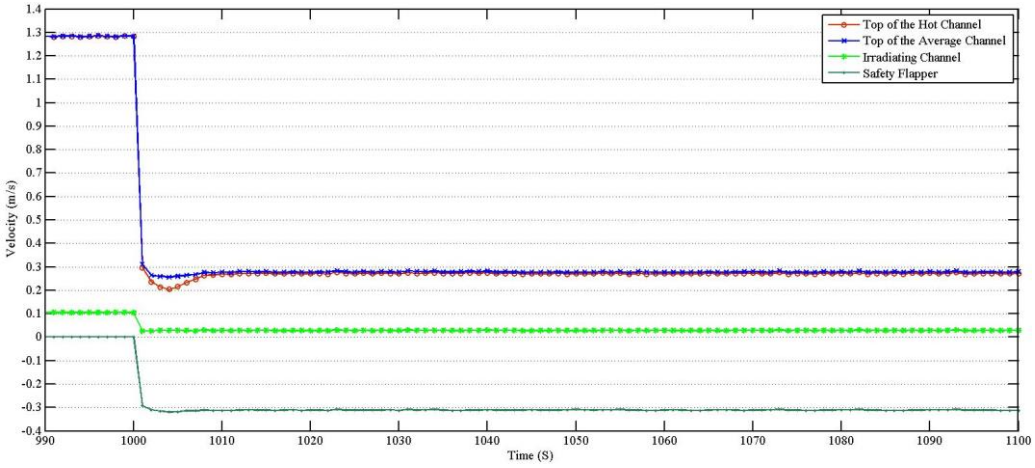
شکل ۱۲– منحنی تغییرات دمای خنک کننده کانال داغ در حادثه (ج)



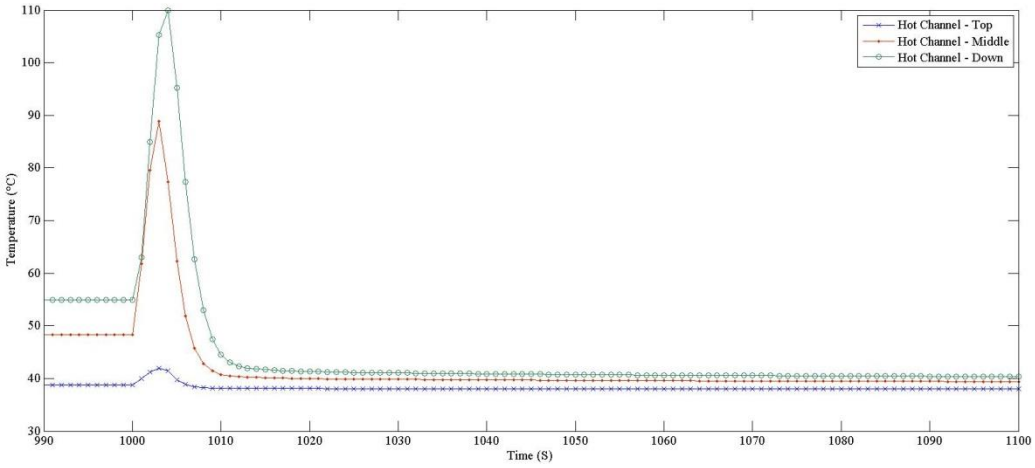
شکل ۱۳ – منحنی تغییرات دمای غلاف کانال داغ در حادثه (ج)



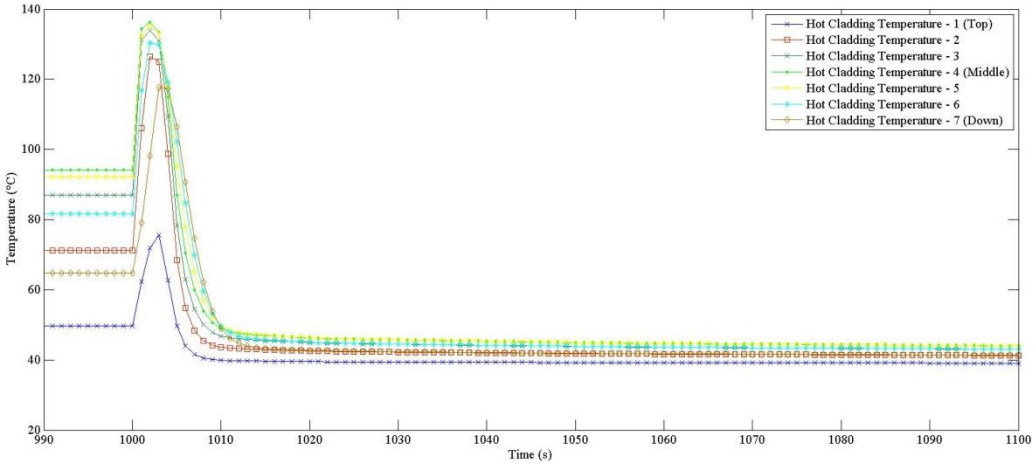
شکل ۱۴– منحنی تغییرات سرعت خنک کننده در حادثه (ج)



شکل ۱۵– منحنی تغییرات سرعت خنک کننده در حادثه (د)



شکل ۱۶– منحنی تغییرات دمای خنک کننده کانال داغ در حادثه (د)



شکل ۱۷ – منحنی تغییرات دمای غلاف کانال داغ در حادثه (د)

جدول ۲ – مقایسه نتایج محاسبات اعتبار سنجی با داده های تجربی قلب مرجع TRR

پارامترهای ترموهیدرولیکی	مقادیر کاری موجود در SAR for TRR	نتایج محاسباتی
دمای خنک کننده در خروجی کانال داغ	—	58 ˚C
دمای خنک کننده اولیه در ورودی مبدل حرارتی	46.5 ˚C	45.5 ˚C
دمای خنک کننده اولیه در خروجی مبدل حرارتی	37.8 ˚C	38.9 ˚C
دمای خنک کننده ثانویه در ورودی مدار دوم مبدل حرارتی	30.6 ˚C	30.6 ˚C
دمای خنک کننده ثانویه در خروجی مدار دوم مبدل حرارتی	38.9 ˚C	38.7 ˚C
سرعت متوسط خنک کننده هنگام عبور از قلب راکتور	1.36 m/sec	1.36 m/sec
متوسط شار حرارتی	13.4 W/cm^2	13.84 W/cm^2
بیشینه شار حرارتی	40.1 W/cm^2	42 W/cm^2 (Conservative)
بیشینه آب دمای استخر	37.8 ˚C	38.9 ˚C
مدمای خنک کننده در خروجی کانال توان متوسط	—	48.76 ˚C

۴. بحث و نتیجه گیری:

نتایج پژوهش فوق بیانگر دمای کاری (اندکی) پایین‌تر آخرین قلب کاری نسبت به قلب مرجع راکتور تهران (با توجه به تعداد مجموعه‌های سوخت بیشتر) می‌باشد. همچنین قلب کاری مورد نظر متضمن رعایت اولین حدود ایمنی ۱۰۵ °C می‌باشد[۲]. بررسی نتایج حوادث الف و ب نمایانگر خنک سازی بسیار مناسب طی پرشدن مخزن تاخیری، بازشدن به موقع دریچه ایمنی (در صورت افت ۷۰٪ جریان خنک کننده- پس از ۱۵ دقیقه)، فرآیند یکنواخت و مناسب معکوس سازی جریان، و سپس برقراری جریان همرفت طبیعی کاملا پایدار می‌باشد. در حادثه ج، حتی در صورت باز نشدن دریچه ایمنی به دلیل وجود تعداد کافی مجموعه‌های پرتودهی جانبی، جریان ضعیف‌تر اما تاثیر گذار همرفت طبیعی برقرار خواهد شد. در این بین، صرفا ناحیه بالایی غلاف سوخت دارای دمای بالاتر از ۱۰۵ °C خواهد بود؛ که این امر در بلند مدت احتمال خوردگی غلاف را تشدید خواهد کرد. در حادثه د، در صورت باز شدن دریچه ایمنی، اگرچه به طور موضعی دمای

غلاف کانال داغ به بالاتر از°C ۱۳۵هم خواهد رسید. اما در صورت دریافت سیگنال خاموش سازی اضطراری مناسب، گرمای واپاشی به سرعت برداشت خواهد شد. لازم به ذکر است؛ دمای مذکور بسیار پایین تر از دمای ذوب غلاف آلومینیومی (°C ۶۶۰) و نیز دمای شروع تاول زدگی سوخت (°C ۴۰۰) می‌باشد[۸].

فهرست منابع:

1. Hedayat, a., An introduction to MTRs for the PWR material and fuel tests and increasing fast neutron fluxes, An IAEA Technical Meeting, Role of Research Reactors in providing support to Nuclear Power Programmes, 21 to 24 June 2016, IAEA, Vienna, Austria, 2016.
2. AEOI, Final Safety Analyses Report for Tehran Research Reactor (FSAR for TRR). Atomic Energy Organization of Iran, Tehran, IRAN, 2009.
3. Hedayat, A., Davilu, H., Jafari, J., Loss of coolant accident analyses on Tehran research reactor by RELAP5/MOD3 2 code. Prog. Nucl. Energy, Vol.49 (7), pp. 511– 528, 2007.
4. Hedayat, A., Simulation and transient analyses of a complete passive heat removal system in a downward cooling pool-type material testing reactor against a complete station blackout and long-term natural convection mode using the RELAP5/3.2 code. Nuc. Eng. and Tech., Vol. 49, pp. 953-967, 2017.
5. RELAP5/MOD3.2 code manual, Code Structure, System Models, and Solution Methods. Idaho National Engineering Laboratory (NUREG/CR-5535), 1999.
6. Chatzidakis, S., Ikonomopoulos, A., Ridikas, D., Evaluation of RELAP5/MOD3 behavior against loss of flow experimental results from two research reactor facilities. Nuclear Engineering and Design, V. 255, pp. 321– 329, 2013.
7. Hamidouche, T., et al., Application of coupled code technique to a safety analysis of a standard MTR research reactor, Nuc. Eng. and Des., 239, 2104–2118, 2009.
8. IAEA, SAFETY ANALYSIS FOR RESEARCH REACTOR. SAFETY REPORTS SERIES No. 55, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2008.
9. Hainoun, A., et al., International benchmark study of advanced thermal hydraulic safety analysis codes against measurements on IEA-R1 research reactor, Nucl. Eng. and Des., V. 280, pp. 233–250, 2014.
10. Venard, J.K., One-dimensional Flow. In: Streeter, V.L. (Ed.), Handbook of Fluid Dynamics, first ed. McGraw Hill, New York, USA, 1965.
11. Valves, Piping & Pipelines in Handbook, second ed., Elsevier Advanced Technology, Kidlington, Oxford, UK, 1996.
12. Dittus, F. W., and Boelter, L. M. K., Heat Transfer in Automobile Radiators of the Tubular Type, Publications in Engineering, Vol. 2, University of California, Berkeley, pp. 443-461, 1930.
13. Churchill, S. W., and Chu, H. H. S., Correlating Equations for Laminar and Turbulent Free Convection From a Vertical Plate, International Journal of Heat and Mass Transfer, Vol. 18. 1975, pp. 1323-1329, 1975.
14. Gebhart B., and Mollendorf J., Viscous dissipation in external natural convection flows. J. Fluid Mech., Printed in Great Britain, Vol. 38, part 1, pp. 97-107, 1969.

Complete simulation and safety analyses of Loss of Flow Accident (LOFA) scenarios for the Tehran Research Reactor (TRR) using RELAP5/MOD3.2 code

Afshin Hedayat*

Reactor and nuclear safety school, Nuclear Science and Technology Research Institute (NSTRI), End of North Karegar Street, P.O. Box 14395-836, Tehran, Iran

Email Addresses: ahedayat@aeoi.org.ir; Af.Hedayat@yahoo.com

Abstract

In this paper, first of all, the primary cooling system in detail including reactor pools, delay hold up tank, primary piping systems, valves, pump, heat exchanger, and the reactor core also secondary cooling system as boundary conditions are simulated and benchmarked against experimental data using the RELAP5 code. The model of the reactor core includes the hot channel, average channel, irradiating channels, lower plenum, and the safety flapper. After that, different type of Loss of Flow Accident (LOFA) have been considered and chosen for safety analyses assuming Design Basis Accidents (DBA). Accidents include loss of the primary pump and different failures of the safety flapper valve (including the stuck valve when it should be open during natural convection mode or sudden opening when it should be closed during normal operation). Results confirm the safety of TRR against LOFA scenarios if anticipated emergency signals force the reactor to be subcritical.

Keywords: TRR; LOFA; Safety Analyses; DBA; RELAP5; Natural Convection.