



افزایش شار نوترون در قلب راکتور تحقیقاتی تهران برای مقاصد تست سوخت هسته‌ای

سعیده صفائی عرشی*، عطیه جزووزیری، سید محمد میروکیلی، مهدی کیوانی

پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای، صندوق پستی: ۵۵۹۳۳-۱۴۳۹۹، تهران، ایران

چکیده:

به دنبال دستیابی صنعت هسته‌ای کشور به دانش ساخت سوخت هسته‌ای و به منظور حصول اطمینان از عملکرد ایمن سوخت‌های تولید شده در شرایط عملیاتی بهره‌برداری در قلب راکتور لازم است عملکرد آن‌ها قبل از بهره‌برداری، در شرایط عملیاتی نوترونی و ترموهیدرولیکی مشابه قلب راکتور مورد نظر مورد ارزیابی قرار گیرد. راکتور تحقیقاتی تهران به عنوان یک راکتور تست مواد تنها راکتور تحقیقاتی در حال کار کشور است که پتانسیل بهره‌برداری در زمینه‌ی تست سوخت‌های هسته‌ای تولید داخل را داراست. در این پژوهش، فشرده‌سازی چیدمان قلب راکتور تهران به عنوان روشی برای افزایش شار نوترون حرارتی در موقعیت پرتودهی مرکز قلب به منظور فراهم کردن شرایط نوترونی مطلوب برای انجام تست‌های در حین پرتودهی، مورد توجه قرار گرفته است. معیارها و محدودیت‌های طراحی متعددی از جمله حفظ موقعیت‌های پرتودهی مناسب و کافی درون قلب برای تداوم فعالیت‌های تولید رادیوایزوتوپ در راکتور، در نظر گرفته شده‌است تا یک چیدمان با حداقل تعداد ممکن مجتمع سوخت ارائه شود که در آن توان خطی مورد نظر در میله‌های سوخت تحت تست در موقعیت پرتودهی مرکز قلب قابل دستیابی باشد و تمامی پارامترهای ایمنی نوترونی و ترموهیدرولیکی آن نیز در محدوده‌های مجاز تعریف شده در FSAR راکتور قرار داشته باشد.

کلیدواژه‌ها: راکتور تحقیقاتی تهران، تست در حین پرتودهی، افزایش شار نوترون حرارتی، قلب فشرده، ایمنی

Neutron Flux Enhancement in Tehran Research Reactor Core for Domestic Fuel Test Purposes

S. Safaei Arshi*, A. Jozvaziri, S. M. Mirvakili

Nuclear Science and Technology Research Institute (NSTRI), Reactor and Nuclear Safety Research School, 14399-55933, Tehran, Iran

Abstract:

Following achievements of nuclear industry of the country in fuel fabrication technology and to ensure safe performance of newly fabricated nuclear fuels under operating conditions in the reactor core, it is necessary to investigate their performance under neutronic and thermal-hydraulic operating conditions of the reactor core for which they are designed. Tehran research reactor (TRR) as an MTR-type reactor is the only operating research reactor in the country that can potentially be used for irradiation tests on domestic fuels. In this study, compacting TRR core configuration, as a method to increase thermal neutron flux in the central in-core irradiation position to provide desired neutronic environment for fuel irradiation tests, is of concern. Several design criteria and limitations, including preservation of enough and suitable irradiation positions in the core for routine radioisotopes production activities of the reactor, have been considered to develop a new compact core configuration for TRR in which, desired linear heat generation rate is achieved in the test fuels and all the neutronic and thermal-hydraulic safety parameters of the proposed configuration are in accordance with the acceptance criteria stated in the reactor FSAR.

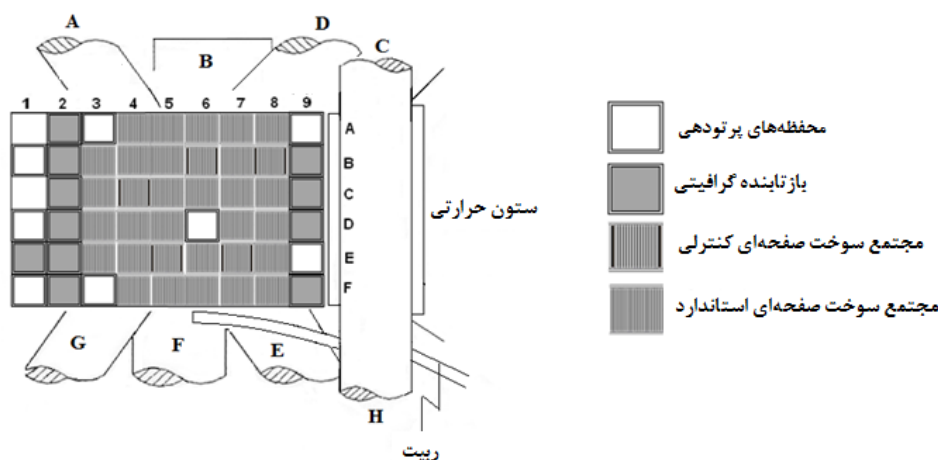
Keywords: Tehran research reactor, Irradiation test, Thermal neutron flux enhancement, Compact core, Safety

Email: ssafaei@aeoi.org.ir

۱. مقدمه

راکتور تحقیقاتی تهران یک راکتور ۵ مگاواتی استخری از نوع راکتور تست مواد است. قلب این راکتور به صورت یک شبکه 6×9 و متشکل از مجتمع‌های سوخت صفحه‌ای استاندارد (SFE) و کنترلی (CFE)، محفظه‌های پرتودهی و بازتابنده‌های گرافیتی است [i]. به طور کلی راکتور تحقیقاتی تهران برای تولید رادیوایزوتوپ، آموزش و فعالیت‌های تحقیقاتی مورد استفاده قرار می‌گیرد. در شکل ۱ کانال‌های پرتودهی و سایر تجهیزات آزمایشگاهی اطراف یک چیدمان متداول قلب راکتور تحقیقاتی تهران با ۳۳ مجتمع سوخت نشان داده شده است. این کانال‌های پرتودهی عبارتند از:

- دو تیوب پنوماتیکی ربیت^۱
- یک ستون حرارتی گرافیتی
- یک کانال پرتودهی با مقطع مربعی به ابعاد ۱۲ در ۱۲ اینچ (کانال B)
- چهار کانال پرتودهی با قطر ۶ اینچ (کانال‌های A, D, E و G)
- یک کانال پرتودهی با قطر ۸ اینچ (کانال F)
- یک کانال پرتودهی سرتاسری با قطر ۶ اینچ (کانال C-H)



شکل ۱. کانال‌های پرتودهی و سایر تجهیزات آزمایشگاهی اطراف یک چیدمان متداول قلب راکتور تحقیقاتی تهران با ۳۳ مجتمع سوخت [i]

در طی بهره‌برداری متداول از راکتور تحقیقاتی تهران نمونه‌های مختلفی برای تولید رادیوایزوتوپ‌های پزشکی و صنعتی در موقعیت‌های پرتودهی داخل قلب پرتودهی می‌شوند. جدول ۱ مقدار تقریبی رادیوایزوتوپ‌های تولید شده در قلب راکتور تهران و شار نوترون حرارتی مورد نیاز برای تولید هریک را نشان می‌دهد.

جدول ۱. رادیوایزوتوپ‌های تولید شده در قلب راکتور تهران و شار نوترون حرارتی مورد نیاز برای تولید هریک

رادیوایزوتوپ تولید شده	متوسط مقدار تولید شده در هر ماه	شار نوترون حرارتی مورد نیاز ($n/cm^2.s$)
^{32}P	۵۰۰ mCi	$7-6 \times 10^{13}$

¹ Pneumatic rabbit tubes

$8-7 \times 10^{13}$	۱ mCi	^{60}Co
$7-6 \times 10^{13}$	۳ Ci	^{153}Sm
$8-7 \times 10^{13}$	۹ Ci	^{131}I
$7-2 \times 10^{13}$	mCi	^{166}Ho
$7-2 \times 10^{13}$	mCi	^{188}Re
$7-2 \times 10^{13}$	mCi	^{177}Lu
1×10^{13}	mgr	نمونه‌های مختلف

در سال‌های اخیر و به دنبال ساخت میله‌های سوخت در داخل کشور، علاوه بر کاربردهای متداول راکتور، بهره‌گیری از پتانسیل قلب راکتور تحقیقاتی تهران به عنوان یک راکتور تست مواد برای انجام تست‌های پرتودهی بر روی سوخت‌های بومی نیز مورد توجه قرار گرفته است. در پژوهش‌های قبلی انجام شده در پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای [ii-iii] جنبه‌های ایمنی نوترونی و ترموهیدرولیکی تست‌های پرتودهی سوخت در قلب راکتور تحقیقاتی تهران مورد ارزیابی قرار گرفته است. در این پژوهش، ایجاد شرایط نوترونی مطلوب برای تست نمونه میله‌های سوخت راکتور مدرن اراک در قلب راکتور تحقیقاتی تهران مورد توجه قرار گرفته است. بر اساس محاسبات نوترونی انجام شده، برای ایجاد شرایط نوترونی مطلوب برای تست نمونه میله‌های سوخت راکتور مدرن اراک در قلب راکتور تحقیقاتی تهران لازم است شار نوترون حرارتی $10^{13} \times 10^{-1}$ در مرکز قلب ایجاد شود که در یک چیدمان متداول قلب راکتور تهران (مشابه شکل ۱) قابل دستیابی نیست. در این پژوهش سعی شده است با فشردگی چیدمان قلب، شار نوترون حرارتی مناسب برای ایجاد شرایط نوترونی مطلوب برای تست میله‌های سوخت راکتور مدرن اراک در قلب راکتور تحقیقاتی تهران تأمین گردد.

۲. روش کار

هدف اصلی از این پژوهش فراهم کردن شرایط نوترونی مطلوب برای تست پرتودهی سه نمونه میله سوخت بومی کوچک با سوخت UO_2 $3\%/3\%$ غنا، غلاف Zr-1\%Nb ، قطر خارجی ۹/۱ mm و ارتفاع فعال ۳۰ cm است. بر اساس درخواست شرکت سازنده سوخت، لازم است بیشینه توان خطی 451 W/cm در طی انجام تست‌های پرتودهی در این میله‌ها ایجاد شود. نتایج شبیه‌سازی انجام شده با MCNPX2.6 [۱۷] نشان می‌دهد، در یک چیدمان متداول قلب راکتور تهران (مشابه شکل ۱) بیشینه شار نوترون حرارتی در موقعیت پرتودهی مرکز قلب برای رسیدن به این مقدار کافی نیست. در نتیجه در این پژوهش فشردگی چیدمان قلب به عنوان روشی برای افزایش شار نوترون حرارتی قلب و به دنبال آن افزایش توان تولیدی در میله‌های تحت تست ارائه شده است. معیارهایی که در طراحی قلب فشرده پیشنهادی مدنظر قرار گرفته است، عبارتند از:

- قلب فشرده پیشنهادی باید راکتیویته اضافی کافی برای یک سیکل کاری راکتور با حداقل تعداد مجتمع سوخت را داشته باشد.
- بر اساس ملاحظات ایمنی تعداد مجتمع‌های سوخت کنترلی ثابت و ۵ عدد است.
- بیشینه تعداد بازتابنده‌های گرافیتی موجود ۱۲ عدد است.
- بازتابنده‌های گرافیتی باید به نحوی در پیرامون قلب قرار گیرند که موجب بسته شدن دهانه کانال‌های پرتودهی نشوند.
- موقعیت‌های پرتودهی مناسب و کافی درون قلب برای فعالیت‌های متداول تولید رادیوایزوتوپ حفظ شود. به نحوی که ۴ محفظه پرتودهی با شار نوترون حرارتی $10^{13} \times 7-3$ و حداقل یک محفظه با شار نوترون حرارتی کمتر از $10^{13} \times 3$ در دسترس باشد.



- پارامترهای ایمنی نوترونی و ترموهیدرولیکی قلب پیشنهادی باید در محدوده‌های مجاز تعریف شده در FSAR^۲ قرار داشته باشند.
 - توان خطی مطلوب در میله‌های تحت تست ایجاد شود. بدین منظور بر اساس محاسبات نوترونی باید شار نوترون حرارتی 10×10^{13} -۸ در موقعیت پرتودهی مرکز قلب ایجاد شود.
 - به دلیل ملاحظات بهره‌برداری، مجتمع‌های سوخت کنترل‌ی نباید در مجاورت محل قرارگیری کپسول حاوی میله‌های تحت تست قرار گیرند.
- برای رسیدن به چیدمان مطلوب، چیدمان‌هایی با کمتر از ۳۳ مجتمع از طریق حذف برخی مجتمع‌های سوخت استاندارد و اضافه کردن بازتابنده‌های گرافیتی به پیرامون قلب پیشنهاد شد. با توجه به اینکه بازتابنده‌های گرافیتی باید دور از دهانه کانال‌های پرتودهی قرار گیرند، چیدمان‌های با ۲۸، ۲۴ و ۲۲ مجتمع سوخت برای مرحله بعدی غربالگری بر اساس تحلیل‌های نوترونی و ترموهیدرولیکی (که در بخش بعد به آن پرداخته خواهد شد) انتخاب شدند.

۱.۲ تحلیل نوترونی

در مرحله اول، وجود راکتیویته اضافی کافی برای یک سیکل کاری راکتور مدنظر قرار گرفت و بر اساس شبیه‌سازی‌های انجام شده توسط MCNPX2.6 چیدمان‌های با راکتیویته اضافی ناکافی حذف شدند. در مرحله بعد، توان خطی تولیدی در نمونه میله‌های تحت تست در موقعیت پرتودهی مرکز قلب در هر چیدمان با استفاده از شبیه‌سازی نوترونی محاسبه و چیدمان‌هایی که مقدار مطلوب توان خطی را ایجاد نمی‌کردند از ادامه بررسی‌ها حذف شدند. پس از مراحل غربالگری ذکر شده، پارامترهای ایمنی نوترونی چیدمان‌های باقی‌مانده شامل فاکتور قله توان، فاکتور ایمنی راکتیویته، حاشیه خاموشی و حاشیه خاموشی بدون حضور میله کنترل دارای بیشترین ارزش راکتیویته محاسبه شدند تا چیدمانی که تمام معیارهای نوترونی مطرح شده در FSAR را برآورده می‌سازد مشخص گردد.

۲.۲ تحلیل ترموهیدرولیک

چیدمان‌های فشرده‌ای که معیارهای ایمنی نوترونی را برآورده می‌سازند مورد تحلیل ترموهیدرولیکی قرار گرفتند تا از خنک‌شوندگی مناسب مجتمع‌های سوخت استاندارد و کنترل‌ی درون قلب در طی آزمایشات پرتودهی اطمینان حاصل شود. بدین منظور، تمامی معیارهای ترموهیدرولیکی ایمنی شامل معیار آغاز جوشش هسته‌ای (ONB)، معیار مینیمم نسبت انحراف از جوشش هسته‌ای (MDNBR)، معیار آغاز ناپایداری جریان (OFI) و نیز بیشینه دمای سوخت و سطح غلاف در این تحلیل محاسبه شده‌اند.

برای انجام تحلیل ترموهیدرولیکی قلب فشرده ابتدا لازم است نحوه توزیع جریان خنک‌کننده در کانال‌های مختلف قلب مشخص شده و سرعت خنک‌کننده عبوری از میان صفحات سوخت راکتور تهران محاسبه گردد. محاسبه توزیع جریان خنک‌کننده در قلب فشرده با استفاده از کد CAUDVAP 3.6 [v] و تحلیل ترموهیدرولیکی آن به وسیله کد 4.1 TERMIC [vi] از مجموعه MTR-PC 3.0 انجام شده است.

با توجه به گسترده‌ی مجاز پارامترهای مرتبط با خنک‌کننده و کانال عبور آن برای استفاده از روابط موجود جهت محاسبه ONB، MDNBR و OFI، برای سوخت‌های صفحه‌ای راکتور تهران روابط زیر مورد استفاده قرار گرفته است:

- رابطه Bergles-Rohsenow [vi] برای محاسبه ONBR
- رابطه Sudo-Mishima [vi] برای محاسبه MDNBR
- رابطه Whittle and Forgan [vi] برای محاسبه OFI

معادلات زیر رابطه Sudo-Mishima برای محاسبه MDNBR در مجتمع‌های سوخت قلب فشرده را بیان می‌کنند:

² Final Safety Analysis Report



$$q_{DNB} = 0.005 |G^*|^{0.611} \left(1 + \frac{5000}{|G^*|} \Delta T_{SUB}^* \right) \quad (۱)$$

$$\Delta T_{SUB}^* = \frac{C_p \Delta T_{SUB}}{h_{fg}} \quad (۲)$$

$$\lambda = \frac{\sigma}{((\rho_l - \rho_g)g)^{0.5}} \quad (۳)$$

$$G^* = \frac{G}{(\lambda(\rho_l - \rho_g)\rho_g g)^{0.5}} \quad (۴)$$

که در آن:

علامت '*' بیانگر بی بعد بودن پارامتر، q_{DNB} شار حرارتی بحرانی بر حسب kW/m^2 ، h_{fg} گرمای نهان تبخیر بر حسب kJ/kg ، ρ_l و ρ_g چگالی سیال و گاز بر حسب kg/m^3 ، g شتاب گرانش بر حسب m/s^2 ، G شار جرمی بر حسب $\text{kg/m}^2 \cdot \text{s}$ ، σ تنش سطحی بر حسب N/m و ΔT_{SUB} میزان قراردادن دمای سیال زیر نقطه اشباع می‌باشند. رابطه فوق برای خنک‌کننده عبوری از کانال مستطیلی با شار جرمی تا $۶۲۵۰ \text{ kg/m}^2 \cdot \text{s}$ ، فشار $۰/۱$ تا ۴ مگاپاسکال و ۱ تا ۲۱۳ درجه ΔT_{SUB} معتبر می‌باشد.

برای محاسبه فاکتور OFI از رابطه Whittle and Forgan استفاده شده است که بر اساس آن، توانی که در آن باز توزیع جریان آغاز می‌شود (P_{RD}) از رابطه زیر بدست می‌آید:

$$P_{RD} = \frac{(\rho C_p v S)(T_{sat} - T_{inlet})}{1 + 3.15 \frac{D_e}{L_h} (1.08 \rho v)^{0.29}} \quad (۵)$$

که در آن:

T_{sat} و T_{inlet} دمای ورودی و دمای اشباع بر حسب K ، v سرعت سیال بر حسب m/s ، ρ چگالی سیال بر حسب kg/m^3 ، C_p ظرفیت گرمایی ویژه سیال در فشار ثابت بر حسب $\text{J/kg} \cdot \text{K}$ ، S و L_h سطح عبور جریان و طول کانال در ناحیه بین سوخت‌ها به ترتیب بر حسب m^2 و m و D_e قطر هیدرولیکی کانال می‌باشند. نسبت توان محاسبه شده از این رابطه به توان کانال مورد نظر، فاکتور OFI برای آن کانال را می‌دهد.

به منظور محاسبه شار حرارتی لازم برای بروز جوشش هسته‌ای در دمای غلاف بالاتر از دمای اشباع (T_{sat}) از رابطه Bergles-Rohsenow بر مبنای روابط زیر استفاده شده است:

$$q''_{ONB} = 0.1082 P^{1.156} [1.8(T_w - T_{sat})]^{0.0234} \quad (۶)$$

که در آن:

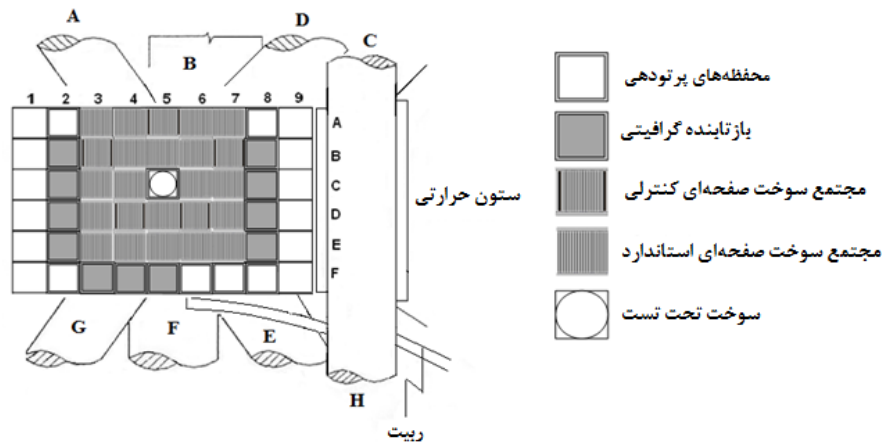
P فشار خنک‌کننده بر حسب bar ، T_w و T_{sat} دمای دیواره و دمای اشباع بر حسب $^{\circ}\text{C}$ و q''_{ONB} شار حرارتی لازم برای بروز جوشش هسته‌ای بر حسب W/cm^2 است. شار حرارتی در تکرار 'n' از رابطه زیر تخمین زده می‌شود:

$$q''_{ONB_n} = q''_{n-1} + 0.75 h (T_{we} - T_{wn-1}) \quad (۷)$$

در این رابطه، $۰/۷۵$ فاکتور $relaxation$ محاسبات و h ضریب انتقال حرارت خنک‌کننده بر حسب $\text{W/cm}^2 \cdot ^{\circ}\text{C}$ است. با شروع از یک حدس اولیه برای q''_{ONB} ، دمای دیواره متناظر با این شار حرارتی (T_{we}) از رابطه ۶ بدست می‌آید. سپس با استفاده از رابطه ۷ تکرار بعدی محاسبه می‌شود.

۳. نتایج

همانطور که در بخش قبل مطرح شد، چیدمان‌های با ۲۸، ۲۴ و ۲۲ مجتمع سوخت مورد ارزیابی قرار گرفته‌اند. در چیدمان‌های با ۳۳ و ۲۸ مجتمع سوخت، توان خطی مطلوب 451 W/cm در میله‌های تحت تست ایجاد نمی‌شود. در قلب حاوی ۲۲ مجتمع سوخت نیز جبران کمبود راکتیویته اضافی تنها با بارگذاری ۱۳ بازتابنده گرافیتی در اطراف قلب امکان‌پذیر است که باعث بسته شدن ورودی کانال پرتودهی F می‌شود. به طور کلی، فرایند غربالگری مطرح شده در بخش قبل منجر به ارائه چیدمانی حاوی ۱۹ مجتمع سوخت استاندارد، ۵ مجتمع سوخت کنترلی و ۶ موقعیت پرتودهی داخل قلب می‌شود که در شکل ۲ نمایش داده شده‌است. همانطور که در این شکل دیده می‌شود در این چیدمان به غیر از کانال G که در حال حاضر مورد استفاده قرار نمی‌گیرد ورودی سایر کانال‌های پرتودهی باز است و می‌تواند برای فعال‌سازی نوترونی، رادیوگرافی نوترون، پراش سنجی و سایر فعالیت‌های تحقیقاتی مورد استفاده قرار گیرند.



شکل ۲. چیدمان قلب فشرده پیشنهادی حاوی ۲۴ مجتمع سوخت

در جدول ۲ پارامترهای نوترونیکی قلب فشرده پیشنهادی با پارامترهای چیدمان متداول قلب راکتور حاوی ۳۳ مجتمع سوخت مقایسه شده‌اند. همانطور که مشاهده می‌شود، در قلب فشرده پیشنهادی تمامی پارامترهای ایمنی نوترونیکی در محدوده مجاز قرار دارند و علاوه بر آن شار نوترون حرارتی در محفظه پرتودهی واقع در مرکز قلب ۳۵٪ نسبت به چیدمان ۳۳ تایی افزایش یافته است که منجر به افزایش توان خطی ایجاد شده در میله‌های تحت تست می‌شود و شرایط نوترونیکی مدنظر سازنده سوخت برای انجام تست‌های پرتودهی را برآورده می‌سازد. همانطور که در بخش قبل به آن اشاره شد، محاسبه توزیع جریان خنک‌کننده در قلب پیش‌نیاز تحلیل ترموهیدرولیکی داغ‌ترین مجتمع سوخت استاندارد و کنترلی در قلب است. نتایج این محاسبات نشان می‌دهد سرعت خنک‌کننده مابین صفحات سوخت مجتمع‌های سوخت استاندارد و کنترلی به ترتیب $1/66 \text{ m/s}$ و $1/63 \text{ m/s}$ است. با در نظر گرفتن این سرعت‌ها و با فرض محافظه کارانه بیشینه فاکتور قله توان معادل ۳، نتایج تحلیل ترموهیدرولیکی به صورت ارائه شده در جدول ۳ است. همانطور که مشاهده می‌شود، در قلب فشرده پیشنهادی علیرغم در نظر گرفتن محافظه کارانه‌ترین شرایط تمامی پارامترهای ایمنی ترموهیدرولیکی در محدوده مجاز قرار دارند.

جدول ۲- مقایسه پارامترهای نوترونیکی قلب فشرده با قلب حاوی ۳۳ مجتمع سوخت

پارامتر	قلب حاوی ۳۳ مجتمع سوخت	قلب فشرده پیشنهادی حاوی ۲۴ مجتمع سوخت	معیار ایمنی a
راکتیویته اضافی (pcm)	20 ± 5868	35 ± 5593	-
متوسط شار نوترون حرارتی در قلب ($n/cm^2.s$)	$2/43 \times 10^{13}$	$2/80 \times 10^{13}$	-
شار نوترون حرارتی در محفظه پرتودهی واقع در مرکز قلب ($n/cm^2.s$)	$6/41 \times 10^{13}$	$8/70 \times 10^{13}$	-



۳ >	۲/۴۸	۱/۷۲	فاکتور قله توان کل
۱/۵ <	۲/۹	۲/۲	فاکتور ایمنی راکتیویته
۳۰۰۰ <	۳۰±۸۶۳۵	۲۵±۷۰۲۵	حاشیه خاموشی (pcm)
۵۰۰ <	۳۰±۲۲۱۱	۲۵±۲۳۱۱	حاشیه خاموشی بدون میله کنترل دارای ماکزیمم ارزش راکتیویته (pcm)
-	۶۰±۱۴۲۲۸	۴۵±۱۲۸۹۳	ارزش کل میله‌های کنترل (pcm)
-	۴۵۱	۳۳۸	بیشینه توان خطی ایجاد شده در میله‌های تحت تست

جدول ۳- پارامترهای ایمنی ترموهیدرولیکی داغ‌ترین مجتمع سوخت استاندارد و کنترلی در قلب فشرده پیشنهادی

پارامتر	مجتمع سوخت کنترلی	مجتمع سوخت استاندارد	معیار ایمنی [i]
بیشینه دمای سوخت (°C)	۱۲۷/۶	۱۲۶/۸	> ۴۰۰ (دمای آستانه تاول زدن)
بیشینه دمای سطح غلاف (°C)	۱۰۰/۶	۹۹/۸	> ۱۰۵ (دمای آغاز خوردگی در غلاف)
بیشینه دمای خنک‌کننده (°C)	۶۳/۵	۶۳/۱	> ۱۱۶ (دمای اشباع در فشار ۱/۷ bar)
حاشیه تا آغاز جوش هسته‌ای	۱/۴۰	۱/۴۲	۱/۳ <
مینیمم نسبت انحراف از جوش هسته‌ای (Sudo-Mishima correlation)	۸/۵۱	۸/۵۲	۲ <
حاشیه تا آغاز ناپایداری جریان (Whittle & Forgan correlation)	۲/۵۲	۲/۵۶	۲ <

۴. نتیجه‌گیری

به منظور ایجاد شرایط نوترونیک مطلوب برای انجام تست‌های پرتودهی بر روی نمونه میله‌های سوخت تولید شده در داخل کشور، لازم است شار نوترون حرارتی در قلب راکتور تهران افزایش یابد. از این رو، در این پژوهش فشرده‌سازی چیدمان قلب به عنوان روشی برای افزایش شار نوترون حرارتی در موقعیت پرتودهی مرکز قلب و در نتیجه افزایش توان خطی تولید شده در میله‌های تحت تست، مورد توجه قرار گرفته‌است. با در نظر گرفتن تمام معیارها و محدودیت‌های موجود در طراحی یک چیدمان جدید فشرده برای قلب راکتور تهران و پس از بررسی چیدمان‌هایی با تعداد مجتمع‌های سوخت مختلف، یک چیدمان فشرده متشکل از ۲۴ مجتمع سوخت پیشنهاد شده‌است که تمامی معیارهای مدنظر را برآورده می‌سازد. نتایج تحلیل‌های نوترونیک و ترموهیدرولیکی قلب پیشنهادی نشان می‌دهد تمامی پارامترهای ایمنی نوترونیک و ترموهیدرولیکی آن در محدوده مجاز قرار دارند که بیانگر کارکرد ایمن قلب در حین انجام تست‌های پرتودهی است.

مراجع

1. AEOI, 2009. Safety Analysis Report of Tehran Research Reactor.
1. Safaei Arshi, S., et al., *Assessment of safety aspects of first rod-type fuel irradiation at Tehran research reactor, Part I: Neutronic analysis*, Progress in Nuclear Energy, **79**, 56-63 (2015).
1. Safaei Arshi, S., et al., *Preliminary thermal-hydraulic safety analysis of Tehran research reactor during fuel irradiation experiment*, Progress in Nuclear Energy, **79**, 32-39 (2015).



1. Pelowitz, D. B, *MCNPX User's Manual Version 2.6.0*, Los Alamos National Laboratory, LA-CP-07-1473, 2008.
 1. P. Abbate, *CAUDVAP V 3.60: A computer program for flow distribution and pressure drop calculation in a MTR type core*, INVAP S. E., 2003.
 - 1 . P. Abbate , *TERMIC v 4.1: A program for the calculus and thermal-hydraulic design of research reactor cores*, INVAP, 2003.
-