

۱۶ و ۱۷ اسفندماه ۱۳۹۴ دانشگاه یزد

امکان سنجی تولید رادیوایزوپ های Ir-192 ، Sm-153 ، Lu-177 و P-32 به روش فعال سازی

نوترونی در راکتور تحقیقاتی تهران

ابطحی، سید محمد مهدی*^(۱) - سلمانی آرمیده، رضا^(۲) - کاکاوند، طیب^(۱) - کاسه ساز، یاسر^(۳)

دانشگاه بین المللی امام خمینی ، دانشکده علوم ، گروه فیزیک

دانشگاه زنجان ، دانشکده علوم ، گروه فیزیک

پژوهشگاه علوم و فنون هسته ای ، پژوهشکده راکتور

چکیده:

تولید رادیوایزوتوپ‌ها در راکتور مستلزم داشتن اطلاعات کافی در مورد سطح مقطع واکنش نوترونی با هدف مورد نظر و همچنین مکان قرار دادن هدف در راکتور به منظور دسترسی به شار مد نظر پرتودهی است. در این پژوهش سعی شد تا با محاسبه شار نوترونی در ستون حرارتی راکتور به طور تئوری و تجربی جهت صحت سنجی محاسبات تئوریک و همچنین محاسبه طیف شار نوترونی در بیم تیوب‌ها و همچنین *Irr.Box* یک تحلیل دقیق نوترونیک را از راکتور به دست آورده تا با قرار دادن آنها در کنار سطح مقطع واکنش نوترونی ماده هدف بتوان امکان تولید Ir-192 ، Sm-153 ، Lu-177 و P-32 را مورد سنجش قرار داد.

کلمات کلیدی: راکتور تحقیقاتی تهران، سطح مقطع نوترون، پرتودهی، بیم تیوب، ستون حرارتی، *Irradiation Box*

مقدمه:

برای تولید رادیوایزوتوپ‌ها سه روش پرتودهی در راکتور ، پرتودهی به وسیله شتاب دهنده‌ها و همچنین بازآوری محصولات شکافت وجود دارد.^[۱] یکی از پارامترهای موفقیت در تولید رادیوایزوتوپ‌ها به وسیله روش پرتودهی در راکتور انتخاب مکان صحیح پرتودهی مبتنی بر شار محل قرار دادن نمونه در کنار توجه به سطح مقطع واکنش نوترون با ماده هدف می باشد^[۲] از آن جایی که طیف نوترون های خروجی از قلب راکتورهای تحقیقاتی ، از جمله راکتور تحقیقاتی تهران دارای محدوده گسترده‌ای از انرژی‌ها می باشد، تحلیل نوترونیک قلب راکتور، بویژه اطلاعات دقیق شار و طیف نوترون حرارتی محل های تابش دهی نمونه های تولیدی، پارامتر بسیار موثری در این تحقیق می باشد^[۳] و با قرار دادن این اطلاعات در کنار اطلاعات حاصل از مطالعه نمودار سطح مقطع، مکان مناسب برای پرتودهی مبتنی بر بازه انرژی ای که در آن سطح مقطع واکنش مطلوب ما بیشینه و سایر واکنش ها که واکنش مزاحم تلقی می گردند کمینه باشد تعیین گردد. در این تحقیق برای انتخاب بهترین مکان برای پرتودهی در راکتور تحقیقاتی تهران، شار نوترونی را در ابتدای بیم تیوب‌ها و در میانه *Irr.Box* میانی قلب راکتور محاسبه نموده ایم. همچنین شار نوترون های حرارتی با بیشینه انرژی 5ev نیز در ستون حرارتی به دو روش شبیه سازی با کد محاسباتی MCNPX2.6 و همچنین محاسبات تجربی به وسیله پرتودهی

۱۶ و ۱۷ اسفندماه ۱۳۹۴ دانشگاه یزد

پولک‌های طلا در ستون حرارتی و در فواصل مختلف هم برای انتخاب مکان مناسب پرتودهی و هم به منظور صحت سنجی اطلاعات به دست آمده از شبیه‌سازی انجام گرفته است.

روش کار:

• راکتور تحقیقاتی تهران

راکتور تحقیقاتی تهران (Tehran Research Reactor – TRR) یک راکتور تحقیقاتی با توان 5MW است. Irradiation Box و ستون‌های گرافیتی در قلب راکتور و همچنین ستون حرارتی از جمله ابزار آلات پرتودهی راکتور تهران می باشند. [۴]

ایریدیوم: ایریدیوم عنصری با نماد Ir و با عدد اتمی ۷۷ است. ایریدیوم ۱۹۲- یکی از مواد رادیواکتیوی است که مصرف فراوانی در براکی‌تراپی برای درمان سرطان‌های زبان، لب، پوست، پروستات، پستان، مغز و... دارد. [۵]

فسفر: نماد آن P و **عدد اتمی** آن ۱۵ میباشد. فسفر ۳۲- از جمله رادیویزوتوپ‌هایی است که امروزه از آن به مقدار فراوان در علوم پزشکی هسته‌ای، کشاورزی و صنعت استفاده می‌شود. [۶]

ساماریوم: نماد آن Sm و **عدد اتمی** آن ۶۲ می‌باشد. ساماریوم-۱۵۳ یکی از رادیونوکلیدهایی است که در تهیه رادیودارو-های کاهش دهنده دردهای استخوانی ناشی از متاستازهای سرطانی [۷] و همچنین به عنوان چشمه‌های رادیواکتیو بتا مانند در براکی‌تراپی پروستات مورد استفاده قرار می‌گیرد. [۸]

لوتیتیوم: دارای نشان Lu و **عدد اتمی** ۷۱ می‌باشد. لوتیتیوم در درمان بیماری‌های سرطانی به روش براکی‌تراپی مورد استفاده قرار می‌گیرد.

• شبیه‌سازی MCNP

شکل ۱ نشان دهنده نمای کامل شبیه‌سازی شده راکتور تهران به وسیله کد محاسباتی MCNPX 2.6 می باشد که مکان‌های پرتودهی در آنها از جمله ستون حرارتی و بیم‌تیوب‌ها و ... به خوبی مشهود است. با توجه به این‌که نتایج خروجی کد شبیه‌سازی (تعداد) به ازای یک نوترون می باشد، با استفاده از رابطه‌ی زیر می توان شار واقعی کل در واحد زمان را محاسبه کرد [۹]

$$s(n/s) = \left(\frac{1 \text{ joule/s}}{\text{watt}} \right) \left(\frac{1 \text{ Mev}}{1.602E - 13 \text{ joule}} \right) \left(\frac{\text{Fission}}{200 \text{ Mev}} \right) \left(\frac{\vartheta_n}{\text{Fission}} \right) P(\text{watt})$$

۱۶ و ۱۷ شهریور ۱۳۹۴ دانشگاه یزد

که در آن S : قدرت چشمه؛ P : توان اسمی راکتور (توان اسمی برای راکتور تهران برابر با 5MW است ولی در این محاسبات این مقدار 1MW در نظر گرفته شده است)؛ ϑ_n : تعداد نوترون‌های تولید شده به ازای هر شکافت می باشد.^[۱۰] در صورتی که عدد ضریب تکثیر موثر در محاسبات کد، عددی غیر از ۱ باشد باید عدد فوق را بر عدد ضریب تکثیر موثر نیز تقسیم کرد^[۱۱] و سپس با ضرب خروجی‌های برنامه در عدد به دست آمده به وسیله روش فوق، می‌توان شار کل را در مکان‌هایی که توسط کد محاسبه شده است را در واحد زمان محاسبه نمود.^[۱۲]

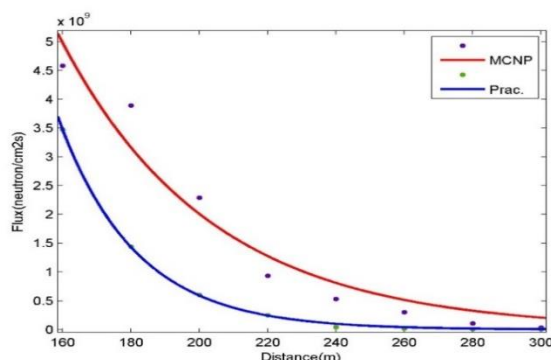
نتایج:

بررسی شار نوترون حرارتی در ستون حرارتی

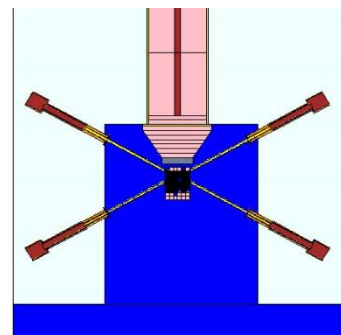
ستون حرارتی راکتور تحقیقاتی تهران، یکی از تسهیلات تابشی این راکتور از همان زمان طراحی اولیه بوده است. این ستون درون حفاظ بتون اطراف راکتور قرار گرفته و با توده‌هایی از گرافیت و حفاظ‌های دیگری نظیر سرب پر شده است که شار بسیار بالایی از نوترون‌های با انرژی پایین را برای پرتودهی فراهم می‌کند.^[۱۳]

به همین منظور شار نوترون‌های حرارتی در ستون حرارتی و طیف شار نوترونی در بیم‌تیوب‌ها و هم‌چنین ستون پرتودهی مرکز قلب راکتور محاسبه گردید و جهت راستی آزمایشی نتایج حاصل از شبیه‌سازی و محاسبات، شار نوترون در ستون حرارتی روش فعال‌سازی پولک طلا (Analysis Activation) و شمارش توسط آشکارساز سنتیلاتور NaI و HPGe موجود در سازمان انرژی اتمی انجام گرفت^[۱۴] که نزدیکی مقادیر تجربی و تئوریک نشان دهنده صحت محاسبات در نمونه شبیه‌سازی شده می‌باشد.

نمودار شکل ۲ بر اساس محاسبه شار نوترون حرارتی با انرژی بیشینه حد اکثر 5 eV در فاصله 2cm از لبه ورودی ستون حرارتی و با یک تصاعد عددی 20cm برای ۸ نقطه متوالی ترسیم گردیده است که با آزمایشات تجربی یاد شده در فوق به صورت مقایسه‌ای در شکل ۲ نشان داده شده است. هم‌چنین طیف شار به دست آمده در بیم‌تیوب‌ها



نمای کلی شده راکتور

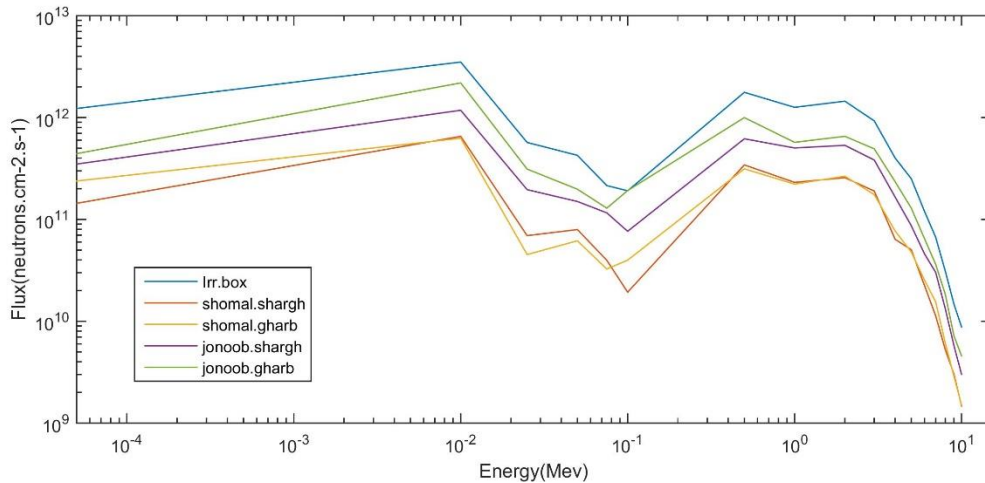


شکل ۱. شبیه‌سازی

شکل ۲. مقایسه محاسبات تئوری و تجربی شار در ستون حرارتی

تهران

۵ و ۶ اسفندماه ۱۳۹۴ دانشگاه یزد

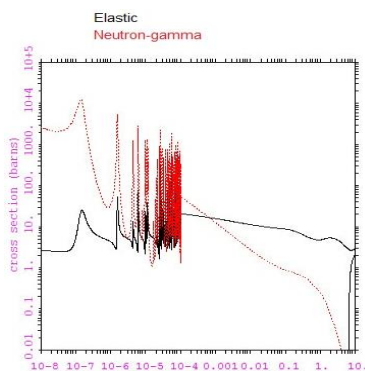


شکل ۳. مقایسه شار در ابزار آلات پرتودهی راکتور تهران

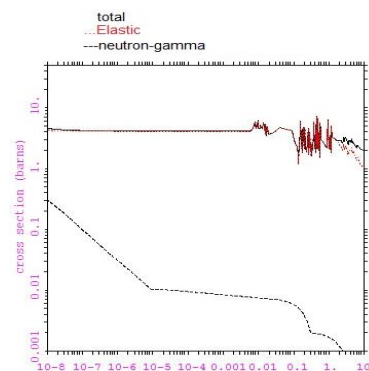
در فاصله 1cm از ابتدای بیم تیوب‌ها و تقریباً نزدیک‌ترین نقطه در آنها نسبت به دیواره قلب راکتور اندازه‌گیری شده است و اندازه‌گیری برای Irr.Box در نقطه میانی آن صورت گرفته است. در نمودار ارائه شده طیف شار در بازه 5E-5 تا 10Mev نمایش داده شده است.

بررسی و نتیجه‌گیری

همان‌طور که از تحلیل نمودارهای سطح مقطع واکنش و تحلیل شار نوترونی محاسبه شده معلوم می‌شود می‌توان تحلیل زیر را برای انتخاب مکان‌های مناسب برای واکنش‌های ذکر شده ارائه کرد. اصولاً $p-32$ به روش پرتودهی در راکتور به دلیل پایین بودن سطح مقطع واکنش (n,γ) قابل تولید نخواهد بود. بهترین مکان برای تولید لوتیوم 177 را می‌توان ابتدای ستون حرارتی و پس از آن Irr.Box به دلیل وجود نوترون‌های با بازه انرژی $1E-7$ Mev تا $1E-5$ Mev بیشتر نسبت به بیم تیوب‌ها در نظر گرفت.

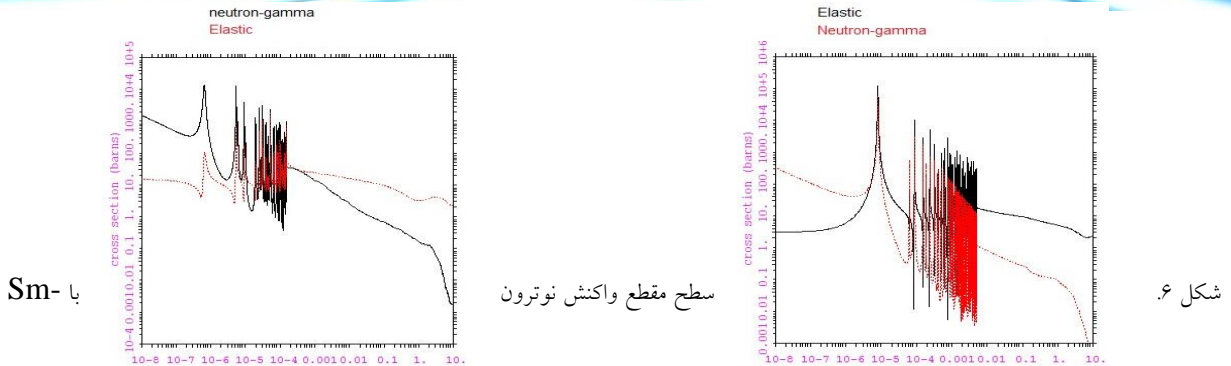


شکل ۵. سطح مقطع واکنش نوترون با Lu-176



شکل ۴. سطح مقطع واکنش نوترون با P-31

۵ و ۶ اسفندماه ۱۳۹۴ دانشگاه یزد



شکل ۶. سطح مقطع واکنش نوترون با Ir-191

۱۵۳

در مورد Sm-153 نیز می‌توان اشاره کرد که تنها بازه‌ای که در آن می‌توان انتظار بهره تولید مناسب برای واکنش فعال‌سازی نوترون را داشت بازه 1E-8 Mev تا 1E-5 Mev می‌باشد که در آن غلبه واکنش (n, γ) بر سایر واکنش‌های مزاحم مشهود است و هر چه قدر که از مقدار انرژی 1E-5 به سمت انرژی‌های بالاتر حرکت می‌کنیم کاهش سطح مقطع واکنش مطلوب و افزایش سطح مقطع واکنش‌های مزاحم بیشتر می‌شود.

و با توجه به مطلب اشاره شده در مورد ایریدیوم در قسمت قبل که بهترین بازه انرژی نوترون برای تولید Ir-192 از طریق روش فعال‌سازی بازه 1E-8 Mev تا 1E-5 Mev می‌باشد و چون همانند سایر واکنش‌های اشاره شده با افزایش میزان انرژی ذرات فرودی احتمال وقوع واکنش مطلوب به شدت کاهش می‌یابد بهترین مکان را می‌توان ابتدای ستون حرارتی و پس از آن Irr.Box در نظر گرفت.

منابع:

1. Manual for reactor produced radioisotopes, IAEA-Tecode-1340, January 2013, Vein, Austria.
2. Nuclear data for the production of therapeutic radionuclides, 2010, IAEA, Vein, Austria.
۳. فروغی، ش.، خلفی، ح.، شبیانی، ش. ۱۳۸۸. بهینه‌سازی تولید رادیوایزوتوپ‌های درمانی Sm-153 و Lu-177 در قلب راکتور تحقیقاتی تهران (TRR). وزارت علوم، تحقیقات و فناوری، دانشگاه اراک، دانشکده علوم پایه. پایان نامه کارشناسی ارشد
4. Kasesaz, Y., Khalafi, H., Rahmani, F., 2014. Design of an epithermal neutron beam for BNCT in thermal column of Tehran research reactor. Annals of nuclear energy. Vol68:234-238.
۵. محمدی، م.، قهرمانی، ع. ۱۳۸۱. تولید ایریدیوم-192 در سازمان انرژی اتمی ایران برای مصارف براکی تراپی، مجله علمی دانشگاه علوم پزشکی و خدمات درمانی همدان، شماره اول، ص: ۵۷-۶۲.
۶. عوض مقدم، س.، ارباب زوار، م.، رفیعی، ح. ۱۳۷۷. تهیه فسفر-۳۲ از ترکیبات فسفر. وزارت علوم، تحقیقات و فناوری، دانشگاه فردوسی مشهد، دانشکده علوم پایه. پایان نامه کارشناسی ارشد

۱۶ و ۱۷ اسفند ماه ۱۳۹۴ دانشگاه یزد

۷. رازقندی، ف، مولوی، ع.، ایزدی نجف آبادی، ر. ۱۳۹۲. محاسبه دوز ناشی از ساماریوم-۱۵۳ در مدل استخوان پا. وزارت علوم، تحقیقات و فناوری، دانشگاه فردوسی مشهد، دانشکده علوم پایه. پایان نامه کارشناسی ارشد.
۸. شهرابی، م.، توکلی عنبران، ح. ۱۳۹۲. محاسبه دز مکانی چشمه ساماریوم-۱۵۳ در براکی تراپی پروستات با استفاده از روش شبیه سازی مونت کارلو. وزارت علوم، تحقیقات و فناوری، دانشگاه صنعتی شاهرود، دانشکده علوم پایه. پایان نامه کارشناسی ارشد.
9. The current status of Boron neutron capture therapy (BNCT), IAEA-Tecode-1223, May 2001, Vein, Austria.
۱۰. زمانی، م.، خلفی، ح. و شایسته، م. ۱۳۹۲. محاسبه طیف و شار نوترونی در سه بیم تیوب شمالی راکتور تهران برای استفاده در نوترون تراپی با بور با کد محاسباتی مونت کارلو، مجله سنجش و ایمنی پرتو. جلد ۳. شماره ۱. ص: ۴۵ - ۴۱.
11. Snoj, L., Ravnik, M., Calculation of power density with MCNP in TRIGA reactor. International conference of nuclear energy for new Europe, September 2006, Slovenia.
12. The current status of Boron neutron capture therapy (BNCT), IAEA-Tecode-1223, May 2001, Vein, Austria
۱۳. کمالی مقدم، ک.، صداقتی زاده، م. و حیدری کاهکش، ش. توزیع شار نوترون حرارتی درون ستون حرارتی راکتور تحقیقاتی تهران با استفاده از کد MCNP. کنفرانس هسته ای ایران، شهریور ۸۷، کاشان.
14. Abtahi, S.M., Khalafi, H, & Zahmatkesh, M.h. 2015. Investigation of an improved MAA-based polymer gel for thermal neutron dosimetry. Journal of radioanalytical and nuclear chemistry. Vol306: 1 – 14.