مجله سنجش و ایمنی پرتو، جلد ۸، شمارهٔ ٤، ویژه‌نامه پرتوهای یون‌ساز، ۱۳۹۹، صفحه ۵۹-۶۲
پنجمین کنفرانس ملی سنجش و ایمنی پرتوهای یون‌ساز و غیریون‌ساز (مهرماه ۱۳۹۷)
تاریخ دریافت مقاله: ۱۳۹۷/۰۶/۰۱، تاریخ پذیرش مقاله: ۱۳۹۷/۰۷/۰۱

بهینه سازی میزان تولید ^{99}Mo-^{99m}TC به روش شکافت در راکتور تحقیقاتی تهران

آرزو شریفی[۱]، محمدرضا عبدی[۱]، رضا گستریانی[۲]، و محمدحسین چوپان دستجردی[۲*]

[۱]دانشکده فیزیک دانشگاه اصفهان، اصفهان، ایران.
[۲]پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران، اصفهان، ایران.
[*]اصفهان، روشن دشت، سازمان انرژی اتمی ایران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای، صندوق پستی: ۸۱٤٦۵/۱۵۸۹
پست‌الکترونیکی : mdastjerdi@aeoi.org.ir

چکیده

تکنسیوم از مهم‌ترین رادیو ایزوتوپ‌های تشخیصی در علوم پزشکی است که خود به خود از واپاشی مولیبدن ۹۹ به دست می آید. هدف از این تحقیق بررسی نوترونیک میزان تولید ^{99}Mo-^{99m}Tc از راه شکافت در راکتور تحقیقاتی تهران است. قلب اولیه راکتور با کد MCNP شبیه‌سازی شد و شار نوترونی در شش مکان مورد بررسی قرار گرفت. سپس صفحه‌ی سوخت درون سایتی که بیشترین شار نوترونی را دارد، بررسی شد. در مراحل مختلف تغییراتی در غنای سوخت ایجاد شد و میزان مولیبدن تولیدی در هر مرحله محاسبه شد. براساس نتایج بدست آمده میزان مولیبدن و در نهایت میزان تکنسیوم تولیدی در سوخت با غنای ۲۰٪ نسبت به بقیه ی غناها بیش‌تر است.

کلیدواژگان: راکتور تحقیقاتی تهران، تولید مولیبدن و تکنسیوم، کد MCNP، شکافت، صفحه سوخت.

۱. مقدمه

^{99m}Tc متداول‌ترین رادیوایزوتوپ مورد استفاده در تصویربرداری هسته‌ای است. نیمه عمر این رادیو ایزوتوپ برابر ٦ ساعت است و گامای ۱٤۰ keV گسیل می کند[۱]. به دلیل نیمه عمر نسبتا کوتاه این رادیو ایزوتوپ لازم است در محل مصرف تولید شود تا کم‌ترین فاصله زمانی میان تولید و مصرف آن باشد. از آن جایی که ^{99m}Tc خود به خود از واپاشی β^- مولیبدن ۹۹ به دست می آید، به این منظور مولدهای ^{99}Mo-^{99m}Tc مورد استفاده قرار می گیرد. در این مولدها ^{99}Mo با نیمه عمر ٦٦ ساعت به ^{99m}Tc تبدیل می‌گردد و سپس از یک‌دیگر جداسازی می شوند[۲].

مولیبدن از طرق مختلف از قبیل واکنش (γ,n) در شتاب‌دهنده، (n,γ) گیر اندازی نوترون توسط مولیبدن ۹۸، واکنش $(n, 2n)$ و یا (n , f) تولید می‌گردد. روش مرسوم و تجاری برای تولید ^{99}Mo استفاده از واکنش شکافت است ، به طوری که حدود ۹۸٪ تولید کل مولیبدن جهان از این طریق به دست می‌آید. به این ترتیب که سوخت هسته‌ای شامل ^{235}U را به صورت صفحه ای یا میله ای درون قلب راکتور پرتودهی

می کنند و پس از مدت زمان معین آن را خارج و سپس ^{99}Mo را به عنوان یکی از محصولات شکافت از آن جدا می‌کنند. بهره تولید ^{99}Mo به ازای هر شکافت برابر ۶٫۵٪ است[۳].

^{99}Mo-^{99m}Tc که امروزه توسط تمام تولیدکننده های بزرگ (MDS-Nordio , Covidian. IRE, NTP) تولید می‌شود با استفاده از شکافت اورانیوم با غنای بالا (HEU)[۱] است. اما به دلیل عدم تمایل آژانس به استفاده‌ی کشورها از سوخت با غنای بالا سعی و تلاش جامعه بین الملل در راستای حذف استفاده از HUE است. بنابراین روش‌های جدیدی مانند افزایش چگالی و یا تغییر نوع سوخت مبنی بر استفاده از اورانیوم با غنای کم (LEU)[۲] برای تولید ^{99}Mo-^{99m}Tc ابداع شد[٤].

در این پژوهش میزان تولید ^{99}Mo-^{99m}Tc به روش شکافت در راکتور تحقیقاتی تهران موردارزیابی قرار گرفته است. به این منظور ابتدا با استفاده از کد MCNP، قلب راکتور تهران شبیه‌سازی شد و سپس یک صفحه سوخت با ابعاد صفحات سوخت راکتور با غنای متفاوت در مکان‌های تابش دهی قلب در نظر گرفته شد و میزان تولید ^{99}Mo و سپس ^{99m}Tc برای حالت‌های مختلف محاسبه گردید.

۲. مواد و روش‌ها

۱،۲. شبیه‌سازی قلب راکتور تهران و تعیین شار نوترون در جایگاه‌های پرتودهی

راکتور تحقیقاتی تهران (TRR[۳]) یک راکتور تحقیقاتی از نوع استخری با توان اسمی ۵ MW است که سوخت آن به صورت صفحه ای با غنای ۲۰٪ می‌باشد. قلب راکتور شامل قسمت‌های زیر است:

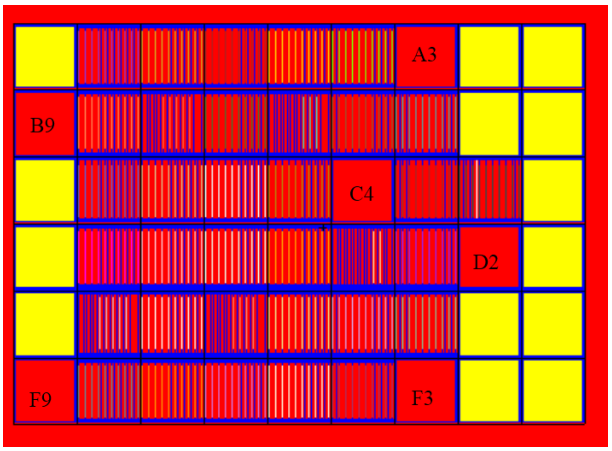
۱–صفحه مشبک[٤]

۲– عناصر سوخت[٥]

سوخت راکتور با غنای کم (LEU[٦]) می باشد. دو نوع عنصر سوخت وجود دارد

- عنصر سوخت استاندارد (SFE[۷])
- عنصر سوخت کنترل (CFE[۸])[۵]

با توجه به این اطلاعات قلب راکتور شبیه سازی گردید. نمایی از هندسه شبیه سازی شده در شکل (۱) نشان داده شده است.



شکل (۱): نمایی از هندسه شبیه سازی شده قلب و جایگاه های پرتودهی

پس از شبیه سازی کامل قلب، شار نوترون در جایگاه های پرتودهی محاسبه گردید. از آنجا که کد خروجی را به ازای یک نوترون محاسبه می کند، برای محاسبه مقدار واقعی شار باید خروجی را در شدت چشمه، S، ضرب کرد. جایگاهی که بیشترین شار نوترونی را دارد به عنوان این مناسب ترین جایگاه برای پرتودهی نمونه می باشد. در گام بعدی صفحه سوخت نمونه در این جایگاه در نظر گرفته شد.

۲،۲. محاسبه میزان تولید ^{99}Mo به کمک کد MCNP

[1] High enriched uranium
[2] Low enriched uranium
[3] Tehran Research Reactor

[4] Grid plate
[5] Fuel Elements
[6] Low Enrichment Uranium
[7] Standard Fuel Element
[8] Control Fuel Element

برای محاسبه میزان تولید ^{99}Mo، ابتدا نرخ واکنش شکافت در صفحه سوخت نمونه محاسبه شد و سپس با در نظر گرفتن بهره تولید ^{99}Mo به ازای هر شکافت، میزان تولید ^{99}Mo محاسبه گردید.

برای محاسبه نرخ واکنش شکافت از کارت های F4 و FM4 استفاده شد. کارت F4 میانگین شار نوترون را بر حسب n/cm^2می دهد. با استفاده هم زمان از کارت های F4 و FM4 این کمیت ها محاسبه شدند:

به این ترتیب خروجی نهایی کد برابر جرم ^{99}Mo تولید شده (بر حسب گرم) در پایان مدت زمان پرتودهی خواهد بود. با توجه به نیمه عمر ^{99}Mo به سادگی محاسبه می شود که پس از هفت روز پرتودهی، فعالیت آن به ۸۵ درصد میزان اشباع آن می رسد. لذا مدت زمان پرتودهی برابر هفت روز در نظر گرفته شد.

پس از محاسبه ی تعداد هسته های ^{99}Mo با استفاده از رابطه ی زیر با داشتن نیمه عمر هسته های دختر و مادر تعداد هسته های ^{99m}Tc در زمان های مختلف محاسبه شد.

$$ND = \frac{\lambda dP}{\lambda dD - \lambda dP} N0P \left(e^{-\lambda dpt} - e^{-\lambda dDt} \right) + N0D e^{-\lambda dDt}$$

(λ ثابت فروپاشی است). $\lambda = \frac{\ln 2}{t_{\frac{1}{2}}}$

۳. نتایج و بحث

جدول ۱ نتایج محاسبه شار در جایگاه های مختلف را نشان می دهد. همانگونه که ملاحظه می شود بالاترین شار نوترون در جایگاه C4 وجود دارد، لذا این جایگاه مناسب ترین جایگاه برای پرتودهی نمونه می باشد.

با در نظر گرفتن صفحه سوخت نمونه در جایگاه C4، میزان تولید ^{99}Mo به ازای غناهای مختلف محاسبه گردید. نتایج میزان تولید به ازای غناهای مختلف در جدول ۲ آورده شده است.

جدول۱: شار محاسبه شده در جایگاه های پرتودهی مختلف

جایگاه	شار حرارتی ($n/cm^2.s$)	شار فوق حرارتی ($n/cm^2.s$)	شار کل ($n/cm^2.s$)
F3	2.82E+13	1.22E+13	4.04E+13
F9	4.91E+13	2.86E+13	7.78E+13
D2	4.78E+13	3.40E+13	8.18E+13
C4	7.48E+13	5.69E+13	13.2E+14
B9	3.80E+13	1.98E+13	5.78E+13
A3	4.35E+13	2.74E+13	7.09E+13

همانگونه که انتظار می رود، با افزایش غنا میزان تولید ^{99}Mo افزایش می یابد. همچنین تعداد هسته ها ی تکنسیوم و جرم آن را با استفاده از مقادیر مربوط به مولیبدن برای زمان های مختلف محاسبه شد (جدول ۲).

نتایج نشان می دهند، میزان تولید ^{99m}Tc نیز با افزایش غنا افزایش می یابد و با گذشت زمان این میزان کاهش می یابد. بنابراین بهتر است در فاصله ی زمانی هرچه کوتاهتر از تکنسیوم تولیدی استفاده کرد.

جدول ۲: میزان تولید ^{99m}Tc به ازای غناهای مختلف

درصد غنا	M(10^{-3}g) T=1 day	M(10-3g) T=2 day	M(10-3g) T=3 day
۳	۰,۰۸۰	۰,۰۶۹	۰,۰۵۳
۵	۰,۱۳۸	۰,۱۱۷	۰,۰۹۱
۷	۰,۱۸۶	۰,۱۵۹	۰,۱۲۳
۱۰	۰,۲۴۵	۰,۲۰۹	۰,۱۶۳
۲۰	۰,۴۱۰	۰,۳۴۰	۰,۲۷۰

۰,۸۰۰	۱,۱٤	۱,۳٤	۹۰

۴. نتیجه‌گیری

۱ـ میزان تولید مولیبدن و در نتیجه تکنسیوم ^{99m}Tc با افزایش غنای صفحات سوخت افزایش می یابد.

۲ـ پس از شبیه سازی کامل قلب راکتور توسط کدMCNPX بالاترین شار نوترون در جایگاه C4 وجود دارد، لذا این جایگاه مناسب ترین جایگاه پرتودهی نمونه برای افزایش میزان تولید تکنسیوم می باشد.

۳ـ با گذشت زمان میزان تکنسیوم تولید شده کاهش می یابد. بنابراین بهتر است در فاصله ی زمانی هرچه کوتاهتر از آن استفاده کرد.

۵. مراجع

[۱] محمد قنادی مراغه "مبانی داروسازی هسته ای"، پژوهشگاه علوم و فنون هسته ای، ۱۳۸۷

[2] GTRI's 99Mo Program, Global Threat Reduction Initiative, 2011

[3]T.M.Malik and M.Iqbal "The Supply of Medical Radioisotopes, Review of Potential Molybdenum-99/Technetium-99m Production Technologies" NUCLEAR ENERGY AGENCY, 2010

[4] Low enriched uranium foil plate target for the production of fission Molybdenum-99 in Pakistan Research Reactor-1 2008

[5] AEOI, Safety analysis of Tehran Research Reactor, 2009.

[6] ICRU. Photon, electron, proton and neutron interaction data for body tissues, with data disk, ICRU Report 46D, Bethesda-Maryland, USA, (1992).