



بررسی وضعیت کانال‌های پرتودهی راکتور تحقیقاتی تهران برای استفاده در ساختار آنالیز فعالسازی نوترون جهت کاربرد در نوترون درمانی با بور

بابائیان، کامران^{۱*} - رحمانی، فائزه^۱ - کاسه ساز، یاسر^۲

دانشگاه صنعتی خواجه نصیرالدین طوسی، دانشکده فیزیک، گروه فیزیک هسته‌ای
سازمان انرژی اتمی، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای

چکیده:

در حال حاضر راکتور تحقیقاتی تهران تنها چشمه نوترونی مطلوب برای نوترون درمانی با ^{10}B است، لذا ایجاد تجهیزاتی برای تعیین غلظت ^{10}B به صورت آنی با روش فعالسازی نوترون با گامای آنی (PGNAA) در نمونه بافت یا خون در زنجیره درمان ضروری است. در این مقاله کانال‌های پرتودهی این راکتور با استفاده از شبیه‌سازی با کد MCNPX2.6 بررسی شده‌اند تا بهترین کانال جهت تامین شار نوترونی مورد نیاز برای انجام آنالیز انتخاب شود. با توجه به نتایج، ستون حرارتی مطلوب‌ترین شرایط را از لحاظ شدت و طیف باریکه‌ی نوترون مورد نیاز برای تجهیزات PGNAA دارا است.

کلمات کلیدی: نوترون درمانی با ^{10}B ، آنالیز فعالسازی نوترون با گامای آنی، راکتور تحقیقاتی تهران، غلظت ^{10}B

Evaluation of irradiation channels for Prompt Gamma Neutron Activation Analysis facility used in Boron Neutron Capture Therapy at Tehran Research Reactor

Babaeiyan, Kamran¹; Rahmani, Faezeh¹; Kasesaz, Yaser²

¹ Department of Physics, K. N. Toosi University of Technology

² Reactor Research School, Nuclear Science and Technology Research Institute of Iran

Abstract:

Since Tehran Research Reactor (TRR) is the only desired neutron source, which can be used for boron neutron capture therapy (BNCT) in Iran, it is essential to provide Prompt Neutron Activation Analysis (PGNAA) facilities in order to determine ^{10}B concentration in sample tissue or blood. The irradiation channels have been evaluated due to achieve the appropriate neutron beam. TRR is a 5 MW, pool type research reactor which consists of six radial, one tangential beam tubes and a thermal column. Based on the simulations and from the point of view of neutron intensity and spectrum, thermal column has the best condition for PGNAA facility. Poly-Cristal bismuth block have been used in thermal column in order to decrease gamma contamination of neutron beam.

Keywords: Boron Neutron Capture Therapy (BNCT), Prompt Gamma Neutron Activation Analysis (PGNAA), Tehran Research Reactor (TRR), concentration of ^{10}B



مقدمه :

در درمان با استفاده از گیراندازی نوترون توسط ^{10}B (BNCT) میزان دز رسیده به بیمار به غلظت ^{10}B تجمع یافته در بافت‌های مختلف در میدان پرتویی بستگی دارد. در اثر اندرکنش نوترون حرارتی با ^{10}B ، ذره‌ی آلفا و هسته‌ی پس‌زده شده ^7Li تولید می‌شود که در ابعاد سلولی متوقف شده و انرژی خود را به جا می‌گذارد. مؤلفه‌های دز ایجاد شده در BNCT شامل دز ناشی از نوترون‌های سریع، دز گاما، دز ناشی از بور و دز نوترون حرارتی است که دز بور (دز ناشی از ایجاد دو ذره آلفا و ^7Li) در صورت تمرکز ^{10}B در سلول تومور یا در نزدیکی آن دز غالب خواهد بود [۱]، از این رو تعیین میزان غلظت ^{10}B به ویژه قبل از پرتودهی از اهمیت ویژه‌ای برخوردار است [۲]. روش‌های گوناگونی برای تعیین میزان غلظت ^{10}B در بافت، نمونه خون و سایر نمونه‌های حاوی ^{10}B وجود دارد. از جمله این روش‌ها می‌توان به روش‌های PGNAA (آنالیز فعالسازی نوترون با گامای آبی) طیف سنجی ذره آلفا، ICP-AES، ICP-MS (پلاسمای تزویجی القا شده، طیف نگاری جرمی) و غیره اشاره کرد [۳]. با توجه به غلظت ^{10}B در نمونه‌های مورد استفاده در BNCT (از ۱۰ تا ۶۵ ppm) و نیاز به پاسخ سریع، غیر مخرب بودن روش و نیز صرفه اقتصادی، روش PGNAA نسبت به سایر روش‌ها ارجحیت دارد [۴ و ۵].

روش اندازه‌گیری غلظت ^{10}B با PGNAA مبتنی بر تابش نوترون حرارتی به نمونه‌ی بافت حاوی ^{10}B است. باریکه نوترون به سمت نمونه گسیل می‌شود. بر اساس اندرکنشی که در معادله (۱) نشان داده شده است، در ۹۳٫۹ درصد حالت‌ها، گامای مشخصه ۴۷۸ کیلو الکترون ولت تولید می‌شود (معادله (۲)) که آشکارسازی آن برای ارزیابی کمی ^{10}B در نمونه قابل کاربرد است.



با اطلاع از میزان پرتو گامای مشخصه گسیل شده از هسته ^{10}B ، شار نوترون حرارتی در محل پرتودهی نمونه و نیز جرم نمونه، می‌توان غلظت ^{10}B را تعیین کرد [۶]. در بازه زمانی پرتودهی نمونه، ممکن است تابش زمینه در طیف مورد اندازه‌گیری توسط آشکارساز اختلال ایجاد کند و باعث کاهش دقت اندازه‌گیری شود، به همین دلیل کیفیت فرایند تشخیص ^{10}B به میزان تمایز شمارش تابش زمینه و اختلاف آن با پرتو گامای مشخصه گسیل شده از ^{10}B در نمونه بستگی دارد. برای کمی‌سازی این مفهوم، برای هر ساختار PGNAA، دو پارامتر حساسیت و حد تشخیص (برای هر عنصر خاص که در اینجا ^{10}B مد نظر است) تعیین می‌شود. طبق معادله (۳)، شمارش خالص ایجاد شده در آشکارساز بر واحد جرم ^{10}B به عنوان حساسیت تعریف می‌شود [۷]. در این رابطه، ϵ بازدهی آشکارساز، σ سطح مقطع جذب نوترون حرارتی (جذب گاما)، ϕ شار نوترون حرارتی و N_A عدد آووگادرو می‌باشند.

$$S = \epsilon \phi \sigma N_A / M_{B10} \quad (3)$$

حد تشخیص نیز به کمترین میزان ^{10}B قابل تشخیص در نمونه گفته می‌شود. بر اساس رابطه (۴)، مدت زمان پرتودهی و R_b آهنگ شمارش زمینیه در انرژی مورد نظر است.

$$D_L = 3.29 \sqrt{R_b / t / S} \quad (4)$$

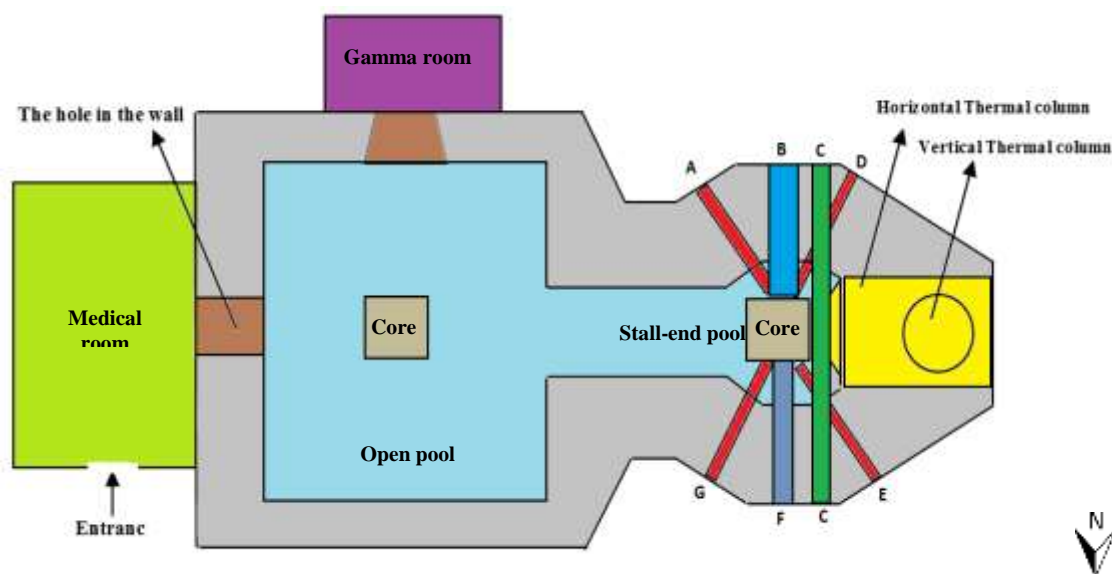
معمولا به دلیل نیاز به قدرت تفکیک بالا در PGNAA از آشکارساز HPGe استفاده می‌شود. لذا با توجه به آسیب پذیر بودن این آشکارساز به نوترون سریع، باریکه نوترون مورد استفاده برای آنالیز باید داری کمترین شار نوترون سریع باشد.

در این مقاله با استفاده از شبیه‌سازی با کد MCNPX2.6 به بررسی شار قابل دسترس از کانال‌های راکتور تحقیقاتی تهران برای استفاده در ساختار PGNAA پرداخته شده است. همچنین به منظور بهبود کیفیت باریکه نوترونی، شرایط مختلفی از هم‌سوساز باریکه نوترون و فیلتر گاما برای کاهش تابش زمینه مورد بررسی قرار داده شده است.

حداقل شار نوترونی مورد نیاز برای دستیابی به حساسیت مطلوب (با استفاده از معادله‌های (۳) و (۴))، بازدهی تشخیص آشکارساز و نیز اندازه گیری آهنگ تابش زمینه (با محاسبه سطح زیر قله در انرژی ۴۷۸ کیلو الکترون‌ولت) قابل محاسبه است.

روش کار :

راکتور تحقیقاتی تهران از نوع استخری با قدرت ۵ MW است ($4/315 \times 10^{17}$ نوترون بر ثانیه) [۸]. همانطور که در شکل (۱) نشان داده شده است راکتور دارای کانال‌های پرتودهی متفاوتی است که امکان دسترسی به نوترون‌های تولید شده در قلب را بر اساس عملکرد مورد نیاز در خارج از حفاظ بیولوژیکی فراهم می‌کنند.



شکل (۱): نمایی از راکتور تحقیقاتی تهران و تجهیزات پرتودهی آن A, D, G و E کانال‌های ۱۶ اینچی شعاعی، C کانال ۶ اینچی مماسی، B کانال ۱۲ اینچی مربعی و F کانال ۱۸ اینچی شعاعی [۸].



شار نوترون در انتهای هرکدام از کانال‌های پرتودهی و نیز ستون حرارتی بر اساس شبیه‌سازی با کد MCNPX2.6 مورد بررسی قرار گرفت. همانطور که در جدول (۱) نشان داده شده است ستون حرارتی دارای کمترین شار نوترون سریع و نیز بیشترین نسبت شار نوترون حرارتی به شار نوترون سریع است. پس از اولین بررسی، انواع پیکربندی داخلی ستون حرارتی با توجه به تعداد و نحوه قرارگیری بلوک‌های گرافیتی در داخل آن نیز بررسی شدند. به منظور بهبود کیفیت باریکه‌ی نوترون و کاهش آلودگی پرتو گاما، استفاده از فیلترهای سرب و بیسموت برای باریکه نوترونی مورد بررسی قرار گرفتند. علت انتخاب بیسموت سطح مقطع جذب نوترون حرارتی بسیار پایین است. به همین خاطر ضخامت‌های مختلفی از پلی کریستال بیسموت در فاصله‌های متفاوتی از قلب قرار داده شدند و شرایط شار نوترون و پرتو گاما در انتهای ستون حرارتی مورد بررسی قرار گرفت (شکل (۲)). بر اساس نتایج بدست آمده، با افزایش فاصله‌ی پلی کریستال بیسموت از قلب راکتور شار نوترون حرارتی کاهش می‌یابد.

به منظور تمرکز شدت باریکه نوترونی روی نمونه حاوی ^{10}B و کاهش آسیب‌های احتمالی آشکارساز HPGe، طرح‌های متفاوتی از هم‌سوساز متشکل از مواد مختلف (جاذب نوترون و گاما) در هندسه‌های مختلف برای ایجاد باریکه‌ی نوترونی با سطح مقطع پرتودهی متفاوت مورد ارزیابی قرار گرفتند. هندسه پیشنهادی برای هم‌سوساز شامل ۴۰ سانتی متر بتن آهن-پورتلند و ۲۰ سانتی متر سرب به ترتیب با قطر داخلی و خارجی ۵ و ۱۰ سانتی متر می‌باشد. هم‌سوساز مطابق شکل (۳) در انتهای ستون حرارتی قرار داده شده است. بر اساس نتایج بدست آمده (جدول (۲))، شار نوترون‌های سریع، فوق حرارتی و آهنگ تابش زمینه (پرتوگامای زیر قله ۴۷۸ کیلو الکترون ولت) بعد از طراحی هم‌سوساز به میزان مطلوبی کاهش پیدا کرده است.

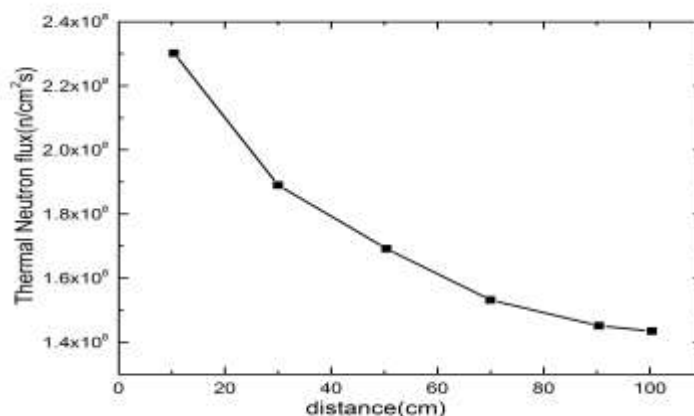
جدول (۱): میزان شار نوترون در انتهای کانال‌های پرتودهی ($\text{n/cm}^2\text{s}$)

کانال پرتودهی	حرارتی	فوق حرارتی	سریع	حرارتی به سریع
بیم تیوب G	$7/40 \times 10^{10}$	$2/87 \times 10^{10}$	$4/10 \times 10^{10}$	۱/۸۵
بیم تیوب E	$9/10 \times 10^{10}$	$3/72 \times 10^{10}$	$6/99 \times 10^{10}$	۱/۳۰
بیم تیوب D	$1/12 \times 10^{11}$	$5/47 \times 10^{10}$	$8/81 \times 10^{10}$	۱/۲۶
بیم تیوب A	$1/63 \times 10^{11}$	$7/64 \times 10^{10}$	$1/29 \times 10^{11}$	۱/۲۷
بیم تیوب F	$7/71 \times 10^{10}$	$5/50 \times 10^{11}$	$3/95 \times 10^{11}$	۰/۱۹۵
بیم تیوب B	$6/86 \times 10^{10}$	$1/46 \times 10^{12}$	$3/58 \times 10^{11}$	۰/۱۹۲
ستون حرارتی	$4/73 \times 10^8$	$8/69 \times 10^5$	$3/57 \times 10^5$	۲۵۳۰



جدول (۲): شار نوترون و فوتون در انتهای ستون حرارتی برای حالت با هم سوساز و بدون هم سوساز
 . (#/cm²s)

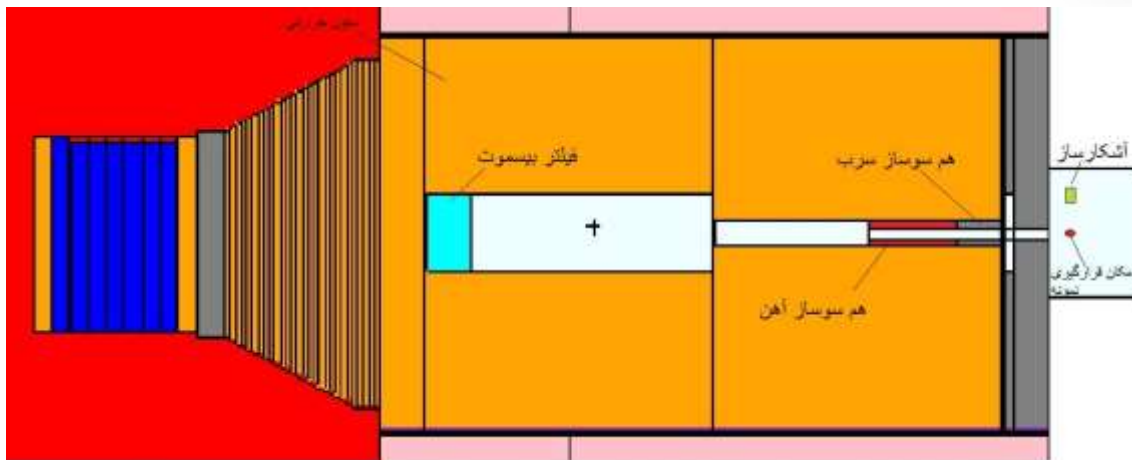
بازه انرژی	بدون هم سوساز	با هم سوساز
نوترون حرارتی	$4/73 \times 10^8$	$1/72 \times 10^8$
نوترون فوق حرارتی	$8/69 \times 10^5$	$1/65 \times 10^5$
نوترون سریع	$3/57 \times 10^5$	$3/40 \times 10^4$
فوتون (۴۶۸- ۴۸۸ keV)	$8/37 \times 10^5$	$7/89 \times 10^4$



شکل (۲): تغییرات شار نوترون حرارتی در انتهای ستون حرارتی با افزایش فاصله فیلتر بیسموت از ابتدای ستون حرارتی.

نتایج :

طبق مطالعات و بررسی‌های انجام شده مناسب‌ترین شدت شار برای نوترون‌های حرارتی از مرتبه $10^6 - 10^{10} \text{ n/cm}^2\text{s}$ می‌باشد [۶]. لذا ستون حرارتی با شار نوترون حرارتی در حدود $1/72 \times 10^8$ مکان مناسبی برای تعبیه تجهیزات آنالیز PGNAA می‌باشد. نتایج محاسبات نشان می‌دهد که پس از طراحی هم-سوساز و فیلتر گاما در ستون حرارتی، حساسیت آنالیز و حدتشخیص برای این ساختار PGNAA به ترتیب برابر با $30/52 \text{ cps}/\mu\text{gr}$ و $0/1 \mu\text{gr}$ می‌باشند که با توجه به معیارهای بین‌المللی قابل قبول است [۲]. لازم به توضیح است که خطای نسبی کلیه محاسبات توسط شبیه‌سازی کمتر از ۱۵ درصد است.



شکل (۳): نمایی از ستون حرارتی و ساختار طراحی شده در آن برای آنالیز فعالسازی نوترون.

بحث و نتیجه گیری :

در این مقاله به ارزیابی کانال‌های خروجی راکتور تحقیقاتی تهران به منظور مکان‌یابی تعبیه تجهیزات PGNAA با استفاده از شبیه‌سازی MCNPX2.6 پرداخته شد. بر اساس نتایج شار نوترون حرارتی، ستون حرارتی مناسب‌ترین محل برپایی این تجهیزات است و آلودگی پرتو گاما و نوترون‌های سریع با طراحی هم-سوساز و فیلتر گاما در ستون حرارتی به مقدار قابل توجهی کاهش می‌یابد. حساسیت تحلیلی و حد تشخیص برای ساختار PGNAA طراحی شده به ترتیب برابر با $30/52 \text{ cps}/\mu\text{gr}$ و $0/1 \mu\text{gr}$ می‌باشند که مطابق با استانداردهای بین‌المللی بوده و برای اندازه‌گیری غلظت ^{10}B در BNCT قابل استفاده است. بدیهی است که ساخت این سیستم می‌تواند برای اندازه‌گیری دیگر ایزوتوپ‌های پایدار نیز مورد استفاده قرار بگیرد که این مسئله می‌تواند باعث ارتقاء کاربردهای راکتور تحقیقاتی تهران شود.

مراجع :

- [۱] International Atomic Energy Agency; Current status of neutron capture therapy. IAEA-TECDOC 1223, (2001).
- [۲] K. J. Riley; Improved boron 10 quantification via PGNAA and ICP-AES. M.Sc. Thesis, Massachusetts Institute of Technology, (1997).
- [۳] Wolfgang A.G.Sauerwein, Andrea Witting Raymond Moss, Yoshiobu Nakagawa; Neutron capture therapy principles and applications. Springer, 164-178, (2012).
- [۴] T.Belgya; prompt gamma activation analysis at the Budapest research reactor. Physics Procedia, 31. 99-109 (2012).
- [۵] T. Schmitz , K. Appelman , P. Kudejova , C. Schutz , J.V. Kratz , R. Moss , G. Otto , G. Hampe; Determination of boron concentration in blood and tissue samples from patients with liver metastases of colorectal carcinoma using Prompt Gamma Ray Activation Analysis (PGAA). Applied radiation and Isotopes, 69. 936-941 (2011).



- [۶] M. L. S. Carralves, M.A. Gadan, S. Bortolussi, J. Pinto, J. Ojeda, S. Langan, J. Quintana, M. E. Miller; Development of a prompt gamma neutron activation analysis facility for ^{10}B concentration measurements at RA-3: Design stage. Applied radiation and Isotopes, 69, 1928-1931 (2011).
- [۷] S. Stella; Design of PGNA system for boron neutron capture therapy (BNCT) using Monte carlo code. PhD Thesis University of Pavia, (2011).
- [۸] Y. Kasesaz, H. Khalafi, F. Rahmani, A. Ezati, M. Keyvani, A. Hossnirokh, M. Azizi Shamami, and M. Monshizadeh; A feasibility study of the Tehran research reactor as a neutron source for BNCT; Applied radiation and Isotopes, 90., 132-137 (2014).