

Monte Carlo study on production of Iridium-192 production via $^{191}_{77}\text{Ir}(n, \gamma) ^{192}_{77}\text{Ir}$ reaction

Tayeb Kakavand^{1,*}, Mojtaba Badri², Reza Salmani Aramideh³, Yaser Kasesaz⁴, Seyyed
Mohammad Mahdi Abtahi¹

¹Department of Physics, Faculty of Basic Sciences, Imam Khomeini International University, Qazvin,
Iran.

²Department of Experimental and Applied Physics, Physics and Accelerators Research School, Nuclear
Science and Technology Research Institute, Tehran, Iran.

³Department of Physics, Faculty of Basic Sciences, Zanzan University, Zanzan, Iran.

⁴Nuclear Science and Technology Research Institute, Atomic Energy Organization of Iran, Tehran, Iran.

Received: 20.09.2024 Final revised: 02.11.2024 Accepted: 25.11.2024

Doi: [10.22055/jrmbms.2024.19751](https://doi.org/10.22055/jrmbms.2024.19751)

Abstract

The feasibility of producing the iridium-192 radioisotope has been investigated in this work. Iridium-192 has various applications in nuclear medicine, particularly in brachytherapy. To increase the production yield and the high purity of this product, the direct production parameters of this radioisotope were studied based on the $^{191}\text{Ir}(n, \gamma) ^{192}\text{Ir}$ reaction. It is crucial to determine the appropriate irradiation location according to the neutron flux and the cross-section of the neutron reaction with the target material. By analyzing the experimental spectrum of neutrons exiting the reactor, as well as simulating the reactor using the MCNPX code, detailed information was obtained on the flux and spectrum of thermal neutrons and the irradiation sites. Calculations related to the flux of thermal neutrons were performed both theoretically and through simulation. Considering the information obtained from the simulation and comparing it with the experimental diagram of the reaction cross-section, the optimal irradiation site for the production of iridium-192 was determined. By comparing the simulation results related to the final activity at different reactor locations, the best site for producing iridium-192 with the highest activity was also identified.

Keywords: Iridium-192 Radioisotope, Simulation, Brachy Therapy, MCNPX code, Neutron Irradiation

* Corresponding Author: kakavand@sci.ikiu.ac.ir

مطالعه و امکان سنجی تولید ایریدیوم - ۱۹۲ به روش مونت کارلو با استفاده از واکنش $^{191}_{77}\text{Ir}(n, \gamma)^{192}_{77}\text{Ir}$

طیب کاکاوند^{۱*}، مجتبی بدری^۲، رضا سلمانی آرمیده^۳، یاسر کاسه ساز^۴، سید محمد مهدی ابطحی^۱

^۱ گروه فیزیک، دانشکده علوم پایه، دانشگاه بین المللی امام خمینی (ره)، قزوین، ایران

^۲ گروه فیزیک تجربی و کاربردی، پژوهشکده فیزیک و شتابگرها، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، تهران، ایران

^۳ گروه فیزیک، دانشکده علوم پایه، دانشگاه زنجان، زنجان، ایران

^۴ پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران، تهران، ایران

دریافت: ۱۴۰۳/۰۶/۳۰ ویرایش نهایی: ۱۴۰۳/۰۸/۱۲ پذیرش: ۱۴۰۳/۰۹/۰۵

Doi: [10.22055/jrmbms.2024.19751](https://doi.org/10.22055/jrmbms.2024.19751)

چکیده

در این مقاله امکان سنجی تولید رادیوایزوتوپ ایریدیوم - ۱۹۲، که از چشمه‌های مورد استفاده در براکی تراپی می‌باشد، مورد بررسی قرار گرفته است. به منظور افزایش بهره تولید و درصد خلوص بالای این محصول، پارامترهای تولید مستقیم این رادیوایزوتوپ مطابق واکنش $^{191}\text{Ir}(n, \gamma)^{192}\text{Ir}$ مورد مطالعه قرار گرفت. تعیین مکان بهینه پرتودهی با توجه به شار نوترونی و سطح مقطع واکنش نوترونی با ماده هدف، اهمیت فراوان دارد. با تحلیل طیف تجربی نوترون‌های خروجی از راکتور و همچنین شبیه‌سازی راکتور بوسیله کد MCNPX، اطلاعات دقیقی از شار و طیف نوترون‌های حرارتی و محل‌های پرتودهی به دست آمد. محاسبات مربوط به شار نوترون‌های حرارتی به صورت تئوری با استفاده از شبیه‌سازی انجام شده است. با در نظر گرفتن اطلاعات به دست آمده از شبیه‌سازی انجام شده و مقایسه با نمودار تجربی سطح مقطع واکنش، مکان بهینه پرتودهی برای تولید رادیوایزوتوپ ایریدیوم - ۱۹۲ مشخص شد. همچنین با مقایسه نتایج شبیه‌سازی به دست آمده مربوط به فعالیت نهایی در مکان‌های مختلف راکتور، مکان بهینه برای تولید ایریدیوم - ۱۹۲ با بیشترین فعالیت نیز تعیین شد.

کلیدواژگان: رادیوایزوتوپ ایریدیوم - ۱۹۲، شبیه‌سازی، براکی تراپی، کد MCNPX، پرتودهی نوترونی

مقدمه

وجود دارند که به صورت مستقل و یا ترکیبی استفاده

می‌شوند.

در سال ۱۹۴۸ پرتوهای الکترونی پر انرژی تولید شده

توسط شتابدهنده بتاترون، برای درمان و نابودی

سلول‌های سرطانی مورد استفاده قرار گرفتند [۱]. در

سرطان یکی از رایج‌ترین بیماری‌ها و از مهم‌ترین

عوامل مرگ و میر در دنیا به شمار می‌رود. برای درمان

سرطان سه روش جراحی، شیمی درمانی و پرتودرمانی

* نویسنده مسئول: kakavand@sci.ikiu.ac.ir

باز نشر این مقاله با ذکر منبع آزاد است.

این مقاله تحت مجوز کپی‌رایت کامنز تخصصی ۴.۰ بین‌المللی می‌باشد



رادیوتراپی یا پرتودرمانی، از پرتوهای پرنانرژی مانند پرتوهای ایکس برای درمان سرطان استفاده می‌شود. هدف اصلی این روش، رساندن دُز مناسب به بدن برای نابودی سلول‌های سرطانی و آسیب حداقل به بافت‌های سالم است. در پرتودرمانی، مقدار دُز تابشی به تومور بسیار مهم است و خطاهای کوچک در مقدار دُز تابشی نتیجه درمان را تحت تأثیر قرار می‌دهد [۱].

پرتودرمانی به چند روش صورت می‌گیرد: ۱- پرتودرمانی تمام بدن (پرتودرمانی سیستمیک) که در این روش، تابش‌ها از مایع یا کپسولی حاوی مواد رادیواکتیو به تمام قسمت‌های بدن می‌رسد و برای درمان و کنترل درد استفاده می‌شود؛ ۲- پرتودرمانی خارجی (تله‌تراپی) که در این روش، تابش‌ها از دستگاه بزرگی به بدن بیمار هدایت می‌شوند و به بستری شدن بیمار نیاز دارد؛ و ۳- روش براکی تراپی (کوری تراپی)^۱؛ در این روش منبع تابش‌های رادیواکتیو، درون محفظه‌های ریزی قرار می‌گیرند و داخل بافت یا اطراف آن کار گذاشته می‌شوند. براکی تراپی برای درمان سرطان‌هایی که نیازمند دریافت دُز بالاتری از پرتوها هستند، مورد استفاده قرار می‌گیرد [۲].

چشمه‌های مورد استفاده برای براکی تراپی در گذشته رادیوم یا رادون بودند و اخیراً رادیو نوکلیدهای ^{137}Cs ، ^{192}Ir ، ^{198}Au ، ^{125}I و ^{133}Pd استفاده می‌شوند [۱]. استفاده از مدل‌های اندازه‌گیری مناسب برای زمان درمان و محاسبه دُز تابشی و نیز استفاده از منابع کالیبره شده، در براکی تراپی حائز اهمیت است.

روش براکی تراپی نسبت به پرتودرمانی خارجی از اهمیت ویژه‌ای در درمان سرطان برخوردار است. زیرا در این روش قابلیت بهبود تمرکز دُز تابشی به منطقه هدف وجود دارد. اشکال براکی تراپی این است که تنها در مواردی استفاده می‌شود که تومور در مکان مناسبی قرار گرفته و یا نسبتاً کوچک باشد [۱].

تولید رادیوایزوتوپ‌ها به دلیل استفاده در بخش‌هایی مانند پزشکی، صنعت، کشاورزی و امور تحقیقاتی بسیار اهمیت دارد و به همین دلیل در بسیاری از کشورهای در حال توسعه به یکی از برنامه‌های دائمی و با اهمیت ملی تبدیل شده است. در تحقیقاتی که توسط هیلگر و همکاران بر روی واکنش تحریک پروتونی $^{192}\text{Os} (P,n)^{192}\text{Ir}$ صورت گرفته است سعی شده تا با مطالعه بر روی این واکنش، روشی جایگزین برای تولید رادیونوکلئید ^{192}Ir ، که معمولاً در راکتورها تولید می‌شود، انتخاب شود. در این تحقیق، نتایج تئوری به دست آمده از کدهای EMPIRE-II و ALICE-IPPE در کنار مقادیر تجربی استفاده شده است [۳].

در تحقیقاتی که توسط ترکانبی و همکاران در مورد واکنش تحریک پروتونی $^{\text{nat}}\text{Pt} (p,x)$ صورت گرفته است، سطح مقطع واکنش‌های تحریک پروتونی بر روی اهداف پلاتینیوم با استفاده از تکنیک پرتو دهی ورق‌های فشرده شده استاندارد و همچنین اسپکتروسکوپی پرتو گاما با دقت بالا اندازه‌گیری شده است. در این آزمایش به بررسی واکنش‌های $^{\text{nat}}\text{Pt}$ $^{191,192,193,194,196\text{m},196\text{m}2,198\text{g}}\text{Au} (P,x)$ و $^{\text{nat}}\text{Pt}$ $^{188,189,191,195}\text{Pt} (P,x)$ و $^{188,190,192,194\text{m}}\text{Ir} (P,x)$ با انرژی آستانه تا حدود 70MeV پرداخته شده است. در این تحقیق اطلاعات تجربی توسط داده‌های تئوری

¹ Curietherapy

تحقیقاتی تهران با روش مونت کارلو است تا بیشترین آهنگ واپاشی در هدف رخ دهد. این روش را می‌توان به‌عنوان یک روش مطالعاتی دقیق و مقرون به‌صرفه معرفی کرد. پارامترهای تقریباً دقیق تولید در مقیاس آزمایشگاهی از نتایج شبیه‌سازی انجام شده به‌روش مونت کارلو استخراج می‌شوند [۸].

مواد و روش‌ها

رادیوایزوتوپ ایریدیوم - ۱۹۲

ایریدیوم در طبیعت به‌صورت دو ایزوتوپ ایریدیوم - ۱۹۱ و ایریدیوم - ۱۹۳ با درصد فراوانی ۳۷/۳ و ۶۲/۷ درصد یافت می‌شود. رادیو نوکلئید ایریدیوم - ۱۹۲ با طول عمر ۷۸/۸۳ روز یکی از مهم‌ترین رادیو نوکلئیدهای درمانگر است و در درمان سرطان‌های مختلف، از جمله زبان، لب، پوست، پروستات، پستان و مغز، استفاده می‌شود [۹].

برای تولید ^{192}Ir می‌توان از دو روش اصلی پرتودهی توسط یون‌های باردار سبک و پرتودهی توسط نوترون‌های حرارتی استفاده کرد. پرتودهی با نوترون‌های حرارتی به‌صرفه‌ترین روش برای تولید این رادیو نوکلئید است. واکنش‌های $^{192}\text{Ir}(n, p)^{191}\text{Os}$ و $^{192}\text{Ir}(n, \gamma)^{191}\text{Ir}$ از روش‌های تولید ^{192}Ir می‌باشند. در این بین واکنش $^{192}\text{Ir}(n, \gamma)^{191}\text{Ir}$ را می‌توان به‌عنوان روش اصلی و بهینه برای تولید ایریدیوم - ۱۹۲ در نظر گرفت. در شکل ۱ فرآیند واپاشی کامل محصولات این واکنش، ^{192}Ir و ^{194}Ir ، نشان داده شده است که به تولید عناصر پلاتینیوم، ^{192}Pt و ^{194}Pt ، منجر می‌شود [۱۰].

که با استفاده از کد ALICE-IPPE به‌دست آمده مقایسه و مورد تجزیه و تحلیل قرار می‌گیرد [۴،۵].

در تحقیقاتی که توسط قیوم و همکاران بر روی واکنش $^{191}\text{Pt}(^3\text{He}, 4n)^{192}\text{Os}$ انجام شده، هدف یافتن روشی جایگزین از طریق پرتودهی با یون‌های سبک باردار برای تولید محصولات مناسب در حوزه رادیو درمانی، مانند ^{191}Pt ، بوده است. همچنین، در این تحقیق توضیحاتی در مورد تولید ^{192}Ir به‌وسیله پرتودهی پروتونی ارائه شده است [۶].

تحقیقاتی نیز در ایران توسط خانم نفیسه سالک و همکاران در مؤسسه تحقیقاتی علوم و فنون هسته‌ای در تهران در سال ۲۰۱۱ انجام شده است. این مطالعات بر روی تولید ژنراتور $^{191}\text{Os}/^{191\text{m}}\text{Ir}$ با استفاده از راکتور تحقیقاتی تهران متمرکز بوده است. یکی از ویژگی‌های این تحقیق، اشاره به نحوه شکل‌گیری ایریدیوم - ۱۹۲ در حین پرتودهی در راکتور و فرآیند تولید آن است [۷].

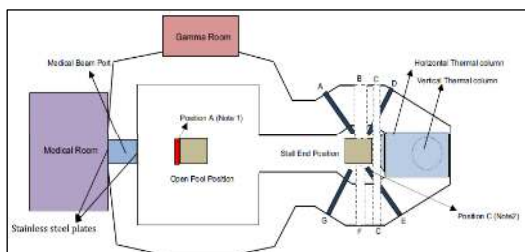
تحقیقات نشان می‌دهند که میزان ایریدیوم - ۱۹۲ تولید شده از واکنش هسته‌ای (n, γ) بیشتر از محصول تولید شده در حالت بدون حامل‌های اضافی در شتاب‌دهنده‌ها با یون‌های سبک است. مزیت محصول تولید شده توسط شتاب‌دهنده، فعالیت ویژه بالای آن است، اما خلوص محصول تولید شده از طریق واکنش (n, γ) بیشتر است [۳].

در این مقاله امکان سنجی تولید چشمه رادیونوکلئید ^{192}Ir مورد مطالعه قرار گرفته است. آنچه در تولید این عنصر ضروری است افزایش حداکثری بهره تولید آن می‌باشد. تولید ^{192}Ir به‌وسیله پرتودهی نوترونی در راکتور تحقیقاتی تهران^۱ انجام می‌گیرد. هدف در این مقاله شبیه‌سازی امکان تولید محصول نهایی در راکتور

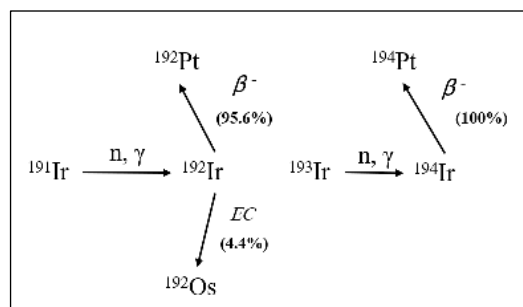
^۱ Tehran Research Reactor

راکتور تحقیقاتی تهران

در تولید رادیوایزوتوپها به روش پرتودهی در راکتورها، انتخاب مکان مناسب برای پرتودهی بسیار مهم است. تحلیل دقیق نوترونیک قلب راکتور و به دست آوردن اطلاعات دقیق در مورد شار و طیف نوترون حرارتی در محل‌های تابش‌دهی نمونه‌ها، از جمله پارامترهای مؤثر برای انتخاب مکان مناسب پرتودهی به‌شمار می‌روند. راکتور تحقیقاتی تهران (TRR) برای تحقیقات علمی و تولید ایزوتوپ‌های رادیواکتیو استفاده می‌شود. در سال‌های اخیر، استفاده از راکتور تهران به منظور تولید رادیوایزوتوپ‌ها، به‌خصوص در حوزه سلامت و پزشکی، به دلیل نیازهای خاص و اهمیت آن در کشور، مورد توجه قرار گرفته است. این راکتور از نوع راکتور استخری با نوع سوخت MTR با توان حداکثری ۵ مگاوات است و از سوختی با آلیاژ حاوی ۲۰ درصد U_3O_8Al استفاده می‌کند. استخر راکتور دارای دو بخش اصلی "Stall-end" و "استخر روباز" است. با توجه به شکل ۳، در بخش "Stall-end"، ۷ باریکه با اندازه‌ها و شکل‌های متفاوت قرار دارند. همچنین ستون حرارتی پر شده با گرافیت‌های قابل حمل در انتهای بخش "Stall-end" قرار دارد [۱۱، ۱۲].

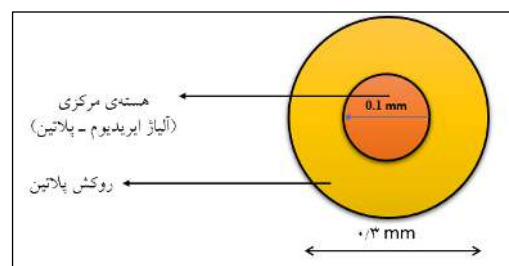


شکل ۳. شماتیک کلی راکتور تحقیقاتی تهران.



شکل ۱. نحوه انجام واکنش $^{191,193}Ir (n, \gamma) ^{192,194}Ir$.

سیم‌های ایریدیوم مورد استفاده در براکی تراپی همان‌طور که در شکل ۲ نشان داده شده است دارای قطر ۰/۳ میلی‌متر و هسته‌ای با قطر ۰/۱ میلی‌متر هستند. این سیم در بردارنده آلیاژی شامل ۱۸/۱۵٪ ایریدیوم و ۸۱/۸۵٪ پلاتین است و هسته با یک روکش پلاتینی، به‌علت سطح مقطع پایین با نوترون‌های حرارتی، به ضخامت ۰/۱ میلی‌متر پوشانده شده است. هندسه سیمی برای چشمه‌های رادیواکتیو، به‌ویژه در ترکیب ایریدیوم - پلاتین، به دلیل انعطاف‌پذیری بالا و سهولت استفاده، انتخاب شده است. پوشش پلاتینی بر روی سیم برای جذب ذرات بتا و جلوگیری از آلودگی بافت‌ها استفاده می‌شود، همچنین این پوشش به افزایش ایمنی و جلوگیری از ایجاد دژ ناخواسته کمک می‌کند. از دیگر مزایای این هندسه، توزیع یکنواخت تابش و حداقل فعالیت ناشی از تابش نوترونی است که آن را به گزینه‌ای مناسب برای کاربردهای پزشکی و صنعتی حساس تبدیل کرده است.



شکل ۲. نمایی از مقطع سیم ایریدیوم.

	1	2	3	4	5	6	7	8	9
A	GR BOX	GR BOX	GR BOX	IR BOX	A121	A146	A135	A67	IR BOX
B		GR BOX	N.S	A62	A70	AS 27	A150	AS 26	GR BOX
C	GR BOX	GR BOX	A64	A147	AS 25	A75	A112	A111	GR BOX
D	GR BOX	GR BOX	A136	A66	A63	IR BOX	A115	AS 23	GR BOX
E	GR BOX	GR BOX	IR BOX	A148	A149	AS 28	A137	A144	IR BOX
F	GR BOX	GR BOX	GR BOX	IR BOX	A145	A151	A139	Fresh	GR BOX

A: Standard Fuel Element
 AS: Control Fuel Element
 SR: Shim Safety Rod
 RR: Regulating Rod
 N.S: Neutron Source
 IR-Box: Irradiation Box
 GR-BOX: Graphite Box

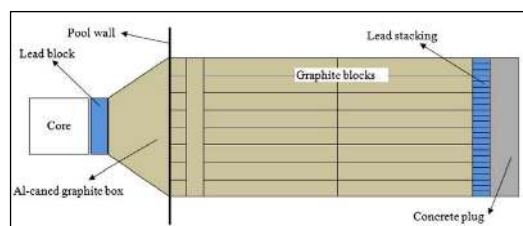
شکل ۵. آرایش مجتمع‌های سوخت در قلب راکتور تحقیقاتی تهران.

کد شبیه‌سازی MCNPX2/6

در پژوهش‌های هسته‌ای، استفاده از کدهای شبیه‌سازی می‌تواند فرآیند پژوهش را آسان کند، هزینه‌ها را کاهش دهد و فرضیه‌ها را صحت‌سنجی کند. در این مقاله، برای شبیه‌سازی شرایط بحرانی راکتور تهران برای تولید رادیوایزوتوپ ایریدیوم - ۱۹۲ از کد شبیه‌سازی MCNPX استفاده شده است. در شبیه‌سازی قلب راکتور تهران، از دستوره‌های ساختارهای تکرارشونده برای تعریف مختصات استفاده شده است. دستور "Like n But" برای تعریف سلول‌های با ابعاد کاملاً یکسان، و دستوره‌های "lat"، "u" و "fill" برای تعریف آرایش‌های منظم در شبیه‌سازی قلب راکتور تهران استفاده می‌شوند [۱۴].

شکل ۶ قلب شبیه‌سازی شده راکتور را با آرایش منظم نشان می‌دهد که از واحدهای چهار ضلعی تشکیل شده است و هر یک از واحدها با یک ماده یا ساختار مشخص پر شده‌اند.

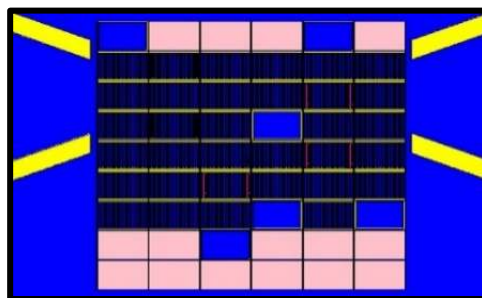
ستون حرارتی راکتور یک کانال مربعی با سطح مقطع $۱/۲ \times ۱/۲$ متر مربع و طول ۳ متر است که از ۴ لایه بلوک گرافیتی قابل حمل تشکیل شده است. در شکل ۴ شماتیک ساختار ستون حرارتی نشان داده شده است [۱۱، ۱۲].



شکل ۴. ساختار ستون حرارتی راکتور تحقیقاتی تهران.

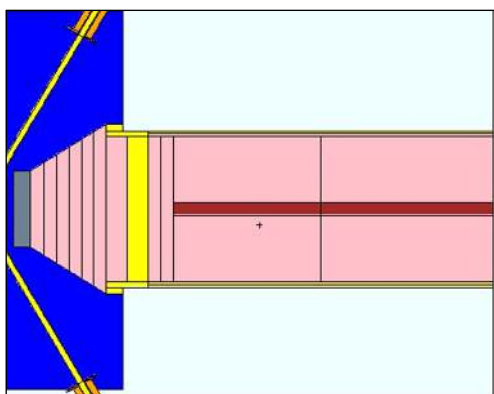
قلب راکتور در عمق ۸ متری بخش "Stall-end" قرار دارد و از یک قاب فلزی آلومینیومی به ابعاد ۴۵×۷۵ سانتی متر مربع به نام صفحه نگهدارنده تشکیل شده است. این صفحه محل قرارگیری مجتمع‌های سوخت می‌باشد که در شکل ۵ به تصویر کشیده شده است. در قلب راکتور سه نوع بسته سوخت استاندارد، کنترلی و گرافیتی استفاده می‌شود. بسته‌های سوخت استاندارد برای تولید انرژی هسته‌ای و بسته‌های سوخت کنترلی برای کنترل جریان نوترون‌ها با استفاده از میله‌های جاذب نوترون درون آن‌ها، استفاده می‌شوند. علاوه بر این از بسته‌های سوخت گرافیتی برای بهره‌برداری بهینه از قابلیت پراکندگی نوترون‌ها استفاده می‌شود. تغییرات در نوع و غنای سوخت راکتور تحقیقاتی تهران با توجه به شرایط سیاسی و اقتصادی کشور رخ داده است. این راکتور برای انجام تحقیقات هسته‌ای مورد استفاده قرار می‌گیرد [۱۳].

شکل ۷. الف: نمای سه بعدی شبیه‌سازی شده یک باریکه با کد MCNPX، ب: آرایش باریکه‌ها در استخر راکتور شبیه‌سازی شده با کد MCNPX.



شکل ۶. قلب شبیه‌سازی شده راکتور TRR به وسیله کد MCNPX

ستون حرارتی دارای دیواره دوزنقه‌ای شکل سربی است که از ورود پرتوهای آلفا به دیواره قلب جلوگیری می‌کند. همچنین ستون حرارتی برای کند کردن نوترون‌ها تعبیه شده است. دیواره ستون حرارتی از دو لایه آلومینیومی و بورال تشکیل شده است. در ستون حرارتی به جز ناحیه بارگذاری نمونه‌های پرتودهی که از هوا پر شده است و ابتدای این ناحیه قطعه‌ای از سرب برای جذب پرتوهای گاما قرار دارد، سایر نواحی آن با بلوک‌های گرافیتی پر شده است. در شکل ۸ نمای دو بعدی از شبیه‌سازی ستون حرارتی نشان داده شده است [۱۴].

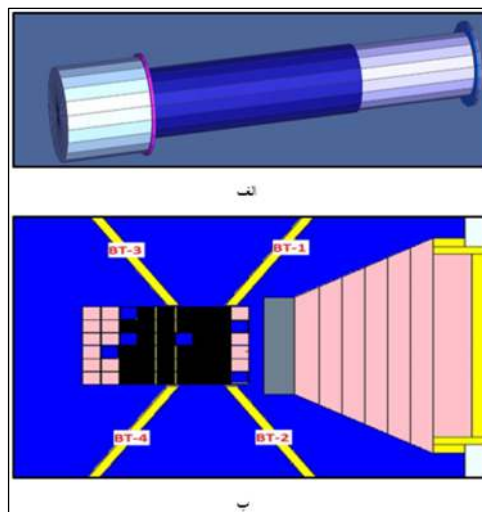


شکل ۸. نمای دوبعدی شبیه‌سازی شده از ستون حرارتی TRR به وسیله کد MCNPX.

شبیه‌سازی باریکه‌ها و ستون حرارتی می‌تواند برای اهداف مختلفی از جمله ارزیابی ایمنی راکتور، تعیین شار نوترونی در اطراف باریکه‌ها و طراحی آزمایش‌های نوترونی استفاده شود.

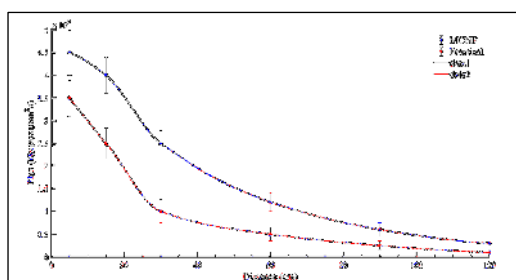
نرخ شار نوترون با توجه به فاصله در ستون حرارتی تغییر می‌کند و با استفاده از تکنیک‌های فعال‌سازی

با استفاده از کد شبیه‌سازی MCNPX علاوه بر قلب راکتور، باریکه‌ها و ستون حرارتی را نیز می‌توان شبیه‌سازی کرد. باریکه‌ها لوله‌های استوانه‌ای توخالی با دیواره‌های آلومینیومی هستند که برای قرار دادن نمونه نزدیک دیواره‌های قلب به کار می‌روند. از دستور ماکروبادی "RCC" در کد شبیه‌سازی MCNPX برای شبیه‌سازی شکل استوانه‌ای باریکه‌ها استفاده می‌شود. در شکل ۷ الف نمای سه بعدی یک باریکه شبیه‌سازی شده، نشان داده شده است و در شکل ۷ ب نمای شبیه‌سازی شده قرارگیری باریکه‌ها در استخر راکتور TRR نشان داده شده است. مطابق با شکل ۷ ب باریکه‌ها به صورت مورب نسبت به قلب قرار دارند.



سانتی‌متری برای ۸ نقطه متوالی صورت گرفته است. برای راستی آزمایی، نتایج به دست آمده از شبیه‌سازی توسط کد شبیه‌سازی MCNPX با شار نوترون تجربی محاسبه شده در ستون حرارتی به روش فعالسازی پولک طلا و شمارش با استفاده از آشکارسازهای سوسوزن NaI و نیم‌رسانای HPGe مقایسه شدند [۱۵].

نرخ شار نوترونی در ستون حرارتی را می‌توان با استفاده از رابطه ۱ در شبیه‌سازی محاسبه کرد. نتایج حاصل از شبیه‌سازی و مقادیر تجربی در ستون حرارتی در شکل ۱۰ نشان داده شده است. نزدیکی مقادیر تجربی و نتایج شبیه‌سازی نشان‌دهنده صحت محاسبات انجام شده در نمونه شبیه‌سازی شده است.



شکل ۱۰. مقایسه محاسبات تئوری و تجربی شار در ستون حرارتی.

برای نشان دادن احتمال وقوع واکنش در ماده هدف، و تولید ایریدیوم - ۱۹۲ سطح مقطع مهم‌ترین پارامتر به‌شمار می‌رود. برای تولید ایریدیوم - ۱۹۲ اصلی‌ترین واکنش، واکنش (n, γ) است. واکنش‌های دیگری مانند واکنش $(n, 2n)$ ، واکنش (n, n) ، و واکنش پراکندگی کشسان نیز اتفاق می‌افتند. واکنش پراکندگی کشسان نسبت به واکنش‌های $(n, 2n)$ و (n, n) از اهمیت بالاتری برخوردار است؛ زیرا این واکنش‌ها سطح مقطع

اندازه‌گیری می‌شود. رابطه ۱ تغییرات نمایی نرخ شار نوترون را به صورت تابعی از فاصله در ستون حرارتی بیان می‌کند.

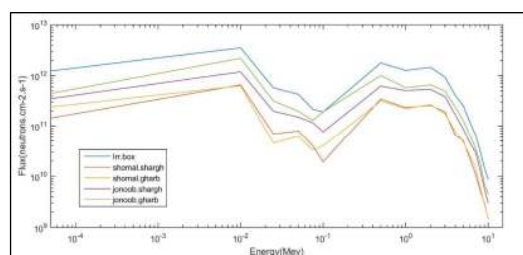
$$\text{Fluence rate (cm}^{-2}\text{.s}^{-1}\text{)} = 3.466 \times 10^9 \exp(-0.4383 \times d) \quad (1)$$

که در رابطه بالا d معرف فاصله از ابتدای ستون حرارتی بر حسب سانتی‌متر می‌باشد [۱۵].

نتایج

در این مقاله، شبیه‌سازی امکان تولید ایریدیوم - ۱۹۲ در راکتور تحقیقاتی تهران با روش مونت کارلو انجام شده است تا بیشترین آهنگ واپاشی و بیشترین بهره تولید در هدف وجود داشته باشد.

طیف شار نوترونی در ابتدای باریکه‌ها و وسط جعبه پرتوهی^۱ راکتور تحقیقاتی تهران، با استفاده از دستور F5 در کد شبیه‌سازی MCNPX محاسبه شده است. محاسبات در بازه انرژی نوترونی 10^{-5} MeV تا ۱۰ MeV انجام شده و نتایج در شکل ۹ نشان داده شده است.



شکل ۹. مقایسه شار نوترون در ابزارهای پرتوهی راکتور تهران.

محاسبه شار نوترون‌ها در ستون حرارتی با استفاده از شبیه‌سازی با انرژی بیشینه ۵eV در فاصله ۲ سانتی‌متر از لبه ورودی ستون حرارتی و با تصاعد عددی ۲۰

¹ Irradiation Box

فواصل مشخص در باریکه‌ها، جعبه پرتودهی و ستون حرارتی قرار داده شد. هدف از این شبیه سازی بررسی میزان تأثیرات شار نوترونی در مکان‌های مختلف استقرار نمونه بر میزان فعالیت آن‌ها و همچنین تعیین مکان بهینه به منظور افزایش بهره تولید می‌باشد.

برای تعیین مکان بهینه پرتودهی در باریکه‌ها، تعداد ۵ عدد سیم استوانه‌ای شکل به طول ۱۵ سانتی متر مطابق با ساختار ارائه شده در شکل ۲، به فاصله ۱ میلی متر در کنار یکدیگر قرار گرفتند. همچنین مدت زمان پرتودهی نمونه‌ها در باریکه‌ها یک هفته و توان راکتور ۴ مگاوات در نظر گرفته شده است.

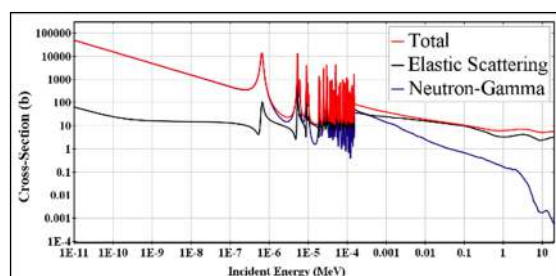
در جدول ۱، نتایج پرتودهی به نمونه‌ها در باریکه‌ها ارائه شده است که شامل مقدار فعالیت اولیه، فعالیت تولیدی در حین پرتودهی و ویژگی‌های مرتبط با تولید رادیویزوتوپ ایریدیوم - ۱۹۲ می‌باشد. با توجه به نتایج به دست آمده، در میان باریکه‌ها، باریکه ۴ (BT-4) مکان بهینه برای تولید رادیویزوتوپ ایریدیوم - ۱۹۲ می‌باشد.

جدول ۱. مقایسه نتایج حاصل از پرتودهی و تولید ایریدیوم - ۱۹۲ در باریکه‌ها.

مکان پرتودهی	عدد اتمی	وزن (g)	اکتیویته (Ci)	اکتیویته ویژه (Ci/g)	چگالی اتمی (a/b-cm)	کسر اتمی	کسر وزنی
BT-1	۷۷۱۹۲	$۲,۷۳ \times 10^{-3}$	$۲,۵۱ \times 10$	$۹,۲۱ \times 10^{+2}$	$۳,۸۹ \times 10^{-2}$	$۵,۵۶ \times 10^{-3}$	$۵,۴۹ \times 10^{-3}$
BT-2	۷۷۱۹۲	$۳,۱۸ \times 10^{-3}$	$۲,۹۳ \times 10$	$۹,۲۱ \times 10^{+2}$	$۴,۵۴ \times 10^{-2}$	$۶,۴۸ \times 10^{-3}$	$۶,۴۰ \times 10^{-3}$
BT-3	۷۷۱۹۲	$۳,۸۵ \times 10^{-3}$	$۳,۵۵ \times 10$	$۹,۲۱ \times 10^{+2}$	$۵,۵۰ \times 10^{-2}$	$۷,۸۵ \times 10^{-3}$	$۷,۷۶ \times 10^{-3}$
BT-4	۷۷۱۹۲	$۶,۱۱ \times 10^{-3}$	$۵,۶۳ \times 10$	$۹,۲۱ \times 10^{+2}$	$۸,۷۲ \times 10^{-2}$	$۱,۲۵ \times 10^{-3}$	$۱,۲۳ \times 10^{-3}$

در قلب راکتور تحقیقاتی تهران، ۶ مکان پر شده از آب وجود دارند که مکان‌های مناسبی برای قرار دادن

کمتری دارند و تأثیر چندانی در تولید محصول نهایی ندارند. شکل ۱۱ مقایسه‌ای بین سطح مقطع کل، واکنش (n, γ) و پراکندگی کشسان را نشان می‌دهد. با توجه به نمودار به نظر می‌آید که بازه بهینه انرژی برای تولید محصول ایریدیوم - ۱۹۲ در محدوده انرژی نوترون‌های حرارتی می‌باشد.



شکل ۱۱. نمودار مقایسه‌ای سطح مقطع واکنش نوترون با ایریدیوم - ۱۹۱.

در کنار عواملی که مطرح شد، مکان بهینه قرارگیری نمونه برای پرتودهی در راکتور نیز باید مشخص شود. برای تعیین مکان بهینه پرتودهی نمونه از کد شبیه سازی MCNPX برای شبیه سازی راکتور و سه منطقه باریکه‌ها، جعبه پرتودهی و ستون حرارتی استفاده شده است. سپس نتایج به دست آمده از این سه منطقه با یکدیگر مقایسه شدند تا مکان بهینه برای پرتودهی در راکتور پیشنهاد گردد. برای این منظور، از دستور BURN که مربوط به قابلیت محاسبات مصرف سوخت است، در کد شبیه سازی استفاده شده است.

به علت تغییرات شار نوترونی در محل‌های قرارگیری نمونه در راکتور، میزان فعالیت نمونه بعد از بمباران به محل قرار گرفتن نمونه‌ها بستگی دارد. به منظور انتخاب مکان بهینه، پس از شبیه سازی راکتور تهران، مقادیر مشخصی از ماده هدف (^{191}Ir) به صورت سیمی و با

نتایج پرتودهی توسط شبیه‌سازی با کد MCNPX

با استفاده از کد جانبی CINDER90 در MCNPX، می‌توان میزان مصرف سوخت را محاسبه کرد. CINDER90 کدی است که بر اساس زبان FORTRAN90 نوشته شده که فراوانی ایزوتوپی یک ماده را در طول زمان بر اساس ترکیب اولیه ماده، نرخ تولید و نابودی ایزوتوپ‌ها و قرار گرفتن در معرض شارهای نوترونی متفاوت در زمان و انرژی‌های مختلف، محاسبه می‌کند [۱۶]. این کد همچنین برای محاسبه فعالیت ایزوتوپ‌ها، کسر اتمی، جرم و خصوصیات زمانی آن‌ها بر اساس زمان مصرف سوخت مورد استفاده قرار می‌گیرد. برای محاسبه فعالیت نمونه‌ها، کافی است پس از شبیه‌سازی راکتور در فضای کد شبیه‌سازی MCNPX، نمونه‌ها در مکان‌های مختلف برای پرتودهی تعریف شوند. در کد از دستور BURN و کارت BOPT برای تعریف نمونه‌ها در مکان‌های مختلف استفاده می‌شود. در جدول ۳ مشخصات ماده تعریف شده در شبیه‌سازی بیان شده است.

جدول ۳. مشخصات ماده تعریف شده برای پرتودهی در داخل کد MCNPX.

ردیف	عدد اتمی	نام ماده (ایزوتوپ)	درصد ماده
۱	۷۷۱۹۱	ایریدیوم - ۱۹۱	۶,۹۰۰۵
۲	۷۷۱۹۳	ایریدیوم - ۱۹۳	۱۱,۵۹۹۵
۳	۷۸۰۰۰	پلاتینیوم خالص	۸۱,۸۵

نمونه‌ها به جهت پرتودهی به‌شمار می‌روند. به این ۶ مکان تعیین شده، جعبه پرتودهی گفته می‌شود. جعبه پرتودهی‌ای که تقریباً در مرکز قلب قرار دارد به دلیل اینکه: ۱- بیشترین شار در راکتورها در وسط قلب آن‌ها وجود دارد، و ۲- تعداد بیشتری مجتمع سوخت در اطراف این جعبه قرار دارد، مکان بهینه برای قرارگیری نمونه به جهت پرتودهی است.

برای یافتن مکان بهینه در راکتور برای قرارگیری نمونه، مقایسه‌ای بین جعبه پرتودهی موجود در مرکز قلب و باریکه ۴ (که بیشترین بهره تولید را داشته) انجام شده است. برای این مقایسه، ساختاری مشابه با توضیحات بیان شده در قسمت «تعیین مکان بهینه پرتودهی در باریکه‌ها»، در نظر گرفته شده است.

در جدول ۲ مقایسه نتایج پرتودهی نمونه‌ها در باریکه ۴ و جعبه پرتودهی، ارائه شده است. با توجه به اطلاعات به‌دست آمده مکان بهینه برای تولید رادیوایزوتوپ ایریدیوم-۱۹۲ جعبه پرتودهی است. زیرا نمونه قرار داده شده در این جعبه، باعث تولید بیشترین مقدار فعالیت در فرآیند پرتودهی می‌شود.

جدول ۲. مقایسه نتایج حاصل از پرتودهی و تولید ایریدیوم - ۱۹۲ در باریکه ۴ و جعبه پرتودهی.

مکان پرتودهی	عدد اتمی	وزن (gf)	اکتیویته (Ci)	اکتیویته ویژه (Ci/gr)	چگالی اتمی (a/b-cm)	کسر اتمی	کسر وزنی
BT-4	۷۷۱۹۲	۱,۴۸×۱۰ ^{-۳}	۱,۳۶×۱۰	۹,۲۱×۱۰ ^{-۳}	۲,۱۱×۱۰ ^{-۲}	۳,۰۱×۱۰ ^{-۳}	۲,۹۸×۱۰ ^{-۳}
Irr. Box	۷۷۱۹۲	۱,۵۷×۱۰ ^{-۳}	۱,۴۵×۱۰	۹,۲۱×۱۰ ^{-۳}	۲,۶۲×۱۰ ^{-۲}	۳,۷۵×۱۰ ^{-۳}	۳,۷۰×۱۰ ^{-۳}

بررسی نتایج تجربی و شبیه سازی در مورد

سیم ایریدیوم

نتایج تجربی پرتودهی نمونه به مدت زمان مشخص در جعبه پرتودهی مرکزی در جدول ۴ خلاصه شده است.

جدول ۴. نتایج تجربی به دست آمده از پرتودهی نمونه.

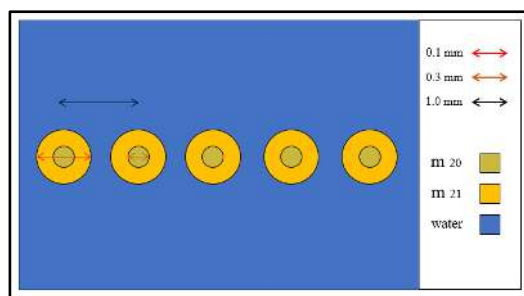
مکان پرتودهی	مدت زمان پرتودهی	قدرت متوسط راکتور	فاصله زمانی پایان پرتودهی تا کوری متری	اکتیویته اندازه گیری شده	اکتیویته تصحیح شده با شار ۵۲۵ mwh و زمان یکسان
D6	۱۳۲٫۷ h	۴ MW	۲۷۳ h	۶٫۰۶ mci	۶٫۱۶ mci

برای محاسبه نتایج شبیه سازی، پنج نمونه در موقعیت مشابه و به مدت زمان پرتودهی مشابه با حالت تجربی، همانگونه که قبلاً توضیح داده شده است، شبیه سازی شدند. در مدت زمان پرتودهی، ایریدیوم - ۱۹۴ همراه با ایریدیوم - ۱۹۳ و ایریدیوم - ۱۹۲، تولید می شود اما به دلیل نیمه عمر کوتاه به ایزوتوپ های پایدار واپاشی می شود [۱۱]. در جداول ۵ و ۶ نتایج شبیه سازی ارائه شده است.

جدول ۵. نتایج حاصل از شبیه سازی پرتودهی و تولید ایریدیوم - ۱۹۲ در جعبه پرتودهی.

مکان پرتودهی	مدت زمان پرتودهی	قدرت متوسط راکتور	اکتیویته اندازه گیری شده	اکتیویته تصحیح شده برای یک نمونه مشابه با حالت تجربی
D6	۱۳۲٫۷ h	۴ MW	۰٫۷۶۶۸ ci	۱۰٫۲۵۳ mci

در شکل ۱۲ شماتیک نمونه های پرتودهی در داخل جعبه پرتودهی نشان داده شده است. پیکربندی شبیه سازی با نمونه عملی تطابق دارد و دستورات محاسباتی در کد به درستی اجرا می شوند.



شکل ۱۲. شماتیک نمونه های پرتودهی داخل جعبه پرتودهی شبیه سازی شده.

مدت زمان پرتودهی در دستور Burn برای محاسبه فعالیت تولید شده در نمونه ۵/۶۷ تعریف شده است که معادل ۱۳۶/۰۸ ساعت می باشد و برابر با مدت زمان قرار گرفتن نمونه واقعی در داخل ستون حرارتی است. در این دستور، استفاده از کارت BOPT برای چاپ خروجی و استفاده از مدل های فیزیکی ضروری است. به دلیل اینکه در زمان مصرف سوخت تعداد زیادی ایزوتوپ تولید و توسط کد ترابرد می شوند، ممکن است برای تعدادی از ایزوتوپ های تولیدی اطلاعات تجربی موجود نباشد به همین دلیل برای محاسبات آنها از مدل های فیزیکی استفاده می شود.

با توجه به محاسبات تجربی و نتایج شبیه سازی با کد شبیه سازی MCNPX، مقایسه نتایج آنها می تواند در پیش برد تحقیق و پروژه های مرتبط با تولید رادیوایزوتوپ ها توسط پرتودهی در راکتورها مفید باشد.

قابل قبولی با یکدیگر دارند. ممکن است خطای موجود در روش تجربی و خطای محاسباتی در کد؛ در نظر گرفته نشدن برخی از جزئیات و پارامترها در محاسبات کد؛ اختلافات جزئی در شبیه‌سازی و شرایط طبیعی، از عوامل ایجاد این تفاوت باشند.

جدول ۷. مقایسه نتایج تجربی و شبیه‌سازی.

نوع داده	نتایج تجربی	نتایج شبیه‌سازی	نسبت داده‌ها
مقدار داده	۶٫۱۶ mci	۹٫۲۱۷ mci	۱٫۴۹۶

میزان خلوص ایریدیوم در مطالعات تجربی برای دستیابی به نتایج دقیق و بهره‌وری بهینه بسیار مهم است و خلوص نمونه ایریدیوم تأثیر مستقیمی بر میزان فعالیت نهایی دارد. ناخالصی‌های موجود در نمونه ایریدیوم، به ویژه در پوشش‌ها یا هسته‌های سیم‌های مورد استفاده برای پرتودهی، می‌توانند با نوترون‌های حرارتی واکنش دهند و این موضوع سبب تولید محصولات ناخواسته یا کاهش میزان فعالیت نهایی ایریدیوم-۱۹۲ می‌شود. برای جلوگیری از این موضوع، از آلیاژهایی با کمترین سطح مقطع جذب نوترون برای پوشش‌ها یا هسته‌های سیم‌ها استفاده شده است تا به افزایش خلوص پرتودهی کمک کند. در کل، ناخالصی‌ها تأثیر مستقیمی بر کاهش بهره‌وری پرتودهی و تولید ایریدیوم-۱۹۲ دارند و تلاش برای به حداقل رساندن آنها با استفاده از مواد خالص و مناسب، می‌تواند به تولید بهینه و دستیابی به بیشترین فعالیت کمک کند.

میزان فعالیت تولید شده در یک نمونه هدف به دو روش قابل محاسبه است. روش اول با استفاده از رابطه ۵:

جدول ۶. نتایج حاصل از شبیه‌سازی پرتودهی و تولید ایریدیوم - ۱۹۲ در جعبه پرتودهی.

عدد اتمی	وزن (gr)	اکتیویته (Ci)	اکتیویته ویژه (Ci/gr)	چگالی اتمی (a/b-cm)	کسر اتمی	کسر وزنی
۷۷۱۹۲	۱٫۰۳۳×۱۰ ^{-۲}	۰٫۰۰	۰٫۰۰	۱٫۴۷×۱۰ ^{-۸}	۲٫۱۰×۱۰ ^{-۲}	۲٫۰۸×۱۰ ^{-۲}
۷۷۱۹۱	۳٫۳۴×۱۰ ^{-۲}	۰٫۰۰	۰٫۰۰	۴٫۸۰×۱۰ ^{-۳}	۶٫۸۶×۱۰ ^{-۲}	۶٫۷۳×۱۰ ^{-۲}
۷۷۱۹۲	۸٫۳۴×۱۰ ^{-۵}	۷٫۶۸۸×۱۰ ^{-۱}	۹٫۲۱×۱۰ ^۲	۱٫۱۹×۱۰ ^{-۵}	۱٫۷۰×۱۰ ^{-۲}	۱٫۶۸×۱۰ ^{-۲}
۷۷۱۹۳	۵٫۶۹×۱۰ ^{-۲}	۰٫۰۰	۰٫۰۰	۸٫۰۸×۱۰ ^{-۳}	۱٫۱۶×۱۰ ^{-۲}	۱٫۱۵×۱۰ ^{-۲}
۷۷۱۹۴	۲٫۶۴×۱۰ ^{-۲}	۲٫۲۲×۱۰ ^۰	۸٫۴۴×۱۰ ^۰	۳٫۷۲×۱۰ ^{-۷}	۵٫۳۲×۱۰ ^{-۵}	۵٫۳۰×۱۰ ^{-۵}
۷۷۱۹۵	۷٫۰۴×۱۰ ^{-۱۱}	۴٫۵۲×۱۰ ^{-۲}	۶٫۴۳×۱۰ ^۲	۹٫۸۹×۱۰ ^{-۱۲}	۱٫۴۱×۱۰ ^{-۱۰}	۱٫۴۲×۱۰ ^{-۱۰}
۷۸۰۰۰	۴٫۰۶×۱۰ ^{-۱}	۰٫۰۰	۰٫۰۰	۵٫۷۱×۱۰ ^{-۲}	۸٫۱۶×۱۰ ^{-۱}	۸٫۱۸×۱۰ ^{-۱}
۷۸۱۹۲	۲٫۱۴×۱۰ ^{-۲}	۰٫۰۰	۰٫۰۰	۳٫۰۶×۱۰ ^{-۷}	۴٫۳۷×۱۰ ^{-۲}	۴٫۳۱×۱۰ ^{-۲}
۷۸۱۹۴	۱٫۰۴×۱۰ ^{-۵}	۰٫۰۰	۰٫۰۰	۱٫۴۸×۱۰ ^{-۶}	۲٫۱۱×۱۰ ^{-۵}	۲٫۱۰×۱۰ ^{-۵}
۷۸۱۹۵	۳٫۵۳×۱۰ ^{-۱}	۰٫۰۰	۰٫۰۰	۲٫۹۶×۱۰ ^{-۱}	۷٫۰۹×۱۰ ^{-۹}	۷٫۱۱×۱۰ ^{-۹}
مجموع	۴٫۹۷×۱۰ ^{-۱}	۲٫۹۹×۱۰ ^۰	۶٫۰۲×۱۰ ^۰	۷٫۰۰×۱۰ ^{-۲}	۱٫۰۰×۱۰ ^۰	۱٫۰۰×۱۰ ^۰

با توجه به نتایج شبیه‌سازی برای نمونه‌ای مشابه با حالت تجربی، مقدار فعالیت ۱۰٫۲۵۳ mci به دست آمده است. میزان فعالیت پس از گذشت مدت زمان لازم تا کوری متری طبق روابط ۲ و ۳ محاسبه می‌شود تا بتوان میزان کاهش فعالیت حاصل از واپاشی هسته‌های ایریدیوم - ۱۹۲ را محاسبه کرد:

$$A = A_0 e^{-\lambda t} \quad 2$$

$$\lambda = \frac{0.693}{T_{1/2}} = \frac{0.693}{1776} = 0.00039 \left(\frac{1}{h}\right) \quad 3$$

در این روابط λ ثابت واپاشی است و برای محاسبه آن از نیمه عمر ($T_{1/2}$) ایریدیوم - ۱۹۲ استفاده شده است. کوری متری، ۲۷۳ ساعت پس از خارج کردن نمونه از قلب انجام شده است. از جدول ۵ میزان فعالیت نهایی به صورت رابطه ۴ محاسبه می‌شود [۱۷].

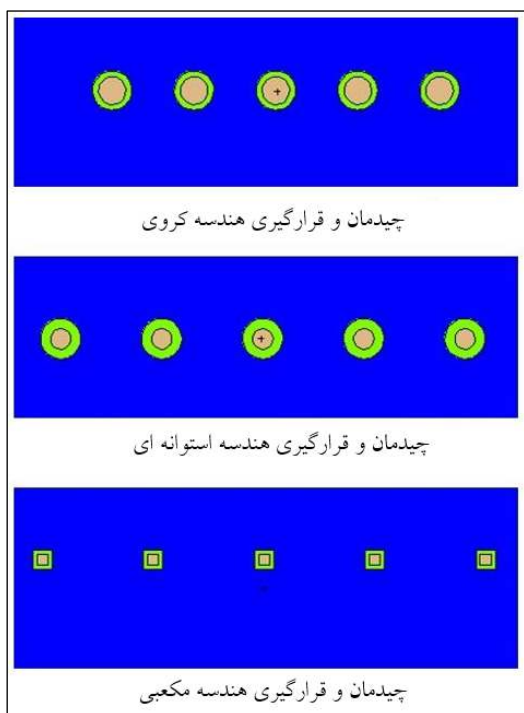
$$A = 10.253(mci) \times e^{-0.00039 \left(\frac{1}{h}\right) \times 273(h)} \quad 4$$

$$= 10.253(mci) \times 0.899 = 9.217 mci$$

مقایسه بین نتایج تجربی و شبیه‌سازی

با توجه به جدول ۷ می‌توان گفت مقادیر فعالیت محاسبه شده به روش تجربی و شبیه‌سازی اختلاف نسبتاً

استوانه‌ای (سیمی) دو هندسه کروی و مکعبی نیز با همان شرایط بررسی و شبیه‌سازی شدند. در شکل ۱۵ چینش نمونه هدف بر اساس هندسه، نمایش داده شده است.



شکل ۱۵. هندسه‌های مختلف شبیه‌سازی شده برای پرتودهی.

برای مقایسه نتایج حاصل از میزان تأثیر هندسه بر اکتیویته تولید شده برای ایریدیوم - ۱۹۲ نتایج مرتبط با آن در جدول ۱۰ آورده شده است. همان‌طور که در جدول قابل مشاهده است بیشترین میزان اکتیویته تولید شده مرتبط با هندسه کروی می‌باشد.

جدول ۱۰. مقایسه نتایج فعالیت مربوط به هندسه‌های مختلف.

نوع هندسه	سیمی استوانه‌ای	کروی	صفحه مکعبی
میزان اکتیویته (Ci)	۰,۷۷۳	۰,۸۷۴	۰,۳۱۸

در این مقاله، نتایج به‌دست آمده با نتایج سایر مقالات [۱۹-۲۰] مقایسه شده است که در جدول ۱۱ مشاهده

$$A = \frac{N_0 \Phi \sigma}{3.7 \times 10^{10} \left[\frac{1 + (\Sigma - \sigma) \phi}{\lambda} \right]} (e^{-\sigma \Phi t} - e^{-(\lambda + \Phi \Sigma) t}) \quad 5$$

که در این رابطه A فعالیت ایریدیوم - ۱۹۲ برحسب کوری، N_0 تعداد نوکلیدهای اولیه، σ سطح مقطع مؤثر گیر اندازی نوترون حرارتی ایریدیوم - ۱۹۱، Σ سطح مقطع مؤثر گیر اندازی نوترون حرارتی ایریدیوم - ۱۹۲، Φ شار نوترون حرارتی در راکتور و λ ثابت واپاشی ایریدیوم، t مدت زمان پرتودهی است [۱۸]. روش دوم، با داشتن میزان مواد و شار نوترونی دقیق در کنار سایر پارامترها با استفاده از نرم افزار محاسبه گر در سایت اینترنتی^۱ می‌توان فعالیت ایریدیوم - ۱۹۲ را محاسبه کرد. نتایج به‌دست آمده از مقایسه فعالیت محاسبه شده از فرمول و نرم افزار محاسبه گر با نتایج تجربی و شبیه‌سازی در جداول ۸ و ۹ ارائه شده است.

جدول ۸. نتایج حاصل از شبیه‌سازی پرتودهی و تولید ایریدیوم - ۱۹۲ در جعبه پرتودهی.

مکان در قلب	مکان پرتودهی		فاصله زمانی پایان پرتودهی تا کوری متری	شار n/Cm ² s	اکتیویته محاسبه شده
	شماره قلب	ارتفاع از کف			
D6	۶۴	۵ cm	۱۳۲,۷ h	5.6×10^{12}	۱۰,۲۵۳ mCi

جدول ۹. خروجی نرم افزار محاسبه گر و ایزوتوپ‌های فعال شده.

ایزوتوپ	نیمه عمر	میزان اکتیویته	نوع واکنش
Ir-192	۷۴,۰۲ d	۶,۱۶۷ mCi	n, Gamma
Ir-194	۱۹,۱۵ h	۱,۳۷۸ μCi	n, Gamma
Pt-191	۲,۸۰۰ d	۱,۱۰۰ μCi	n, Gamma
Pt-193	۵۰,۰۰ a	۲۸,۹۰ nCi	n, Gamma
Pt-197	۱۸,۳۰ h	۵,۸۰۸ nCi	n, Gamma
Au-199	۳,۱۳۹ d	۲۶,۴۷ μCi	n, Gamma

علاوه بر مسائلی که در بخش‌های قبل مقاله بحث شد، هندسه هدف نیز عامل تعیین کننده‌ای در افزایش تعداد واکنش‌های هسته‌ای مطلوب و افزایش میزان فعالیت به‌شمار می‌رود. به‌همین دلیل، علاوه بر هندسه

^۱ <http://www.wise-uranium.org/>

شده را نشان می‌دهد. اختلاف در نتایج تجربی و شبیه‌سازی ممکن است به دلیل عواملی مانند: خطا در محل قرار دادن سیم ایریدیوم و پولک طلا در جعبه پرتودهی، خطا در شمارش نمونه‌های سیم و پولک، خطا در شبیه‌سازی، و در نظر گرفته نشدن برخی عوامل در شبیه‌سازی؛ رخ دهد.

با توجه به نتایج شبیه‌سازی به دست آمده، بیشینه شار ممکن در راکتور تحقیقاتی تهران در جعبه پرتودهی مرکز قلب راکتور وجود دارد و نمونه‌ها به جهت پرتودهی در این مکان بارگذاری می‌شوند. هندسه نمونه پرتودهی نیز از عوامل تعیین کننده در افزایش تعداد واکنش‌های هسته‌ای مطلوب و به تبع افزایش میزان اکتیویته است. برای اثبات این مطلب علاوه بر هندسه استوانه‌ای دو هندسه دیگر نیز شبیه‌سازی شدند. از مقایسه نتایج به دست آمده، هندسه بهینه به منظور افزایش میزان اکتیویته تولید شده هندسه کروی می‌باشد.

می‌شود. تفاوت در مقادیر فعالیت و فعالیت ویژه ایریدیوم-۱۹۲ بین این منابع می‌تواند ناشی از عوامل مختلفی همچون شار نوترون حرارتی، مکان پرتودهی، هندسه هدف، و سطح مقطع جذب نوترون‌ها باشد. در مقاله حاضر، از شبیه‌سازی برای محاسبه مقادیر استفاده شده، در حالی که در مراجع دیگر از روش‌های تجربی بهره گرفته شده است. این تفاوت روش‌ها و شرایط آزمایشگاهی منجر به تفاوت‌هایی در مقادیر نهایی فعالیت و فعالیت ویژه شده است.

جدول ۱۱. مقایسه نتایج به دست آمده در مقاله حاضر با سایر مقالات [۱۹،۲۰].

ویژگی	مقاله حاضر	مرجع [۱۹]	مرجع [۲۰]
شار نوترونی	$3.466 \times 10^9 \text{ n/cm}^2 \text{ s}$	$1.96 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$	$1.62 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$
فعالیت ایریدیوم - ۱۹۲	۱۰,۲۵۳ mCi	۷۹,۶۷ mCi	۱۰۰۰ μCi
فعالیت ویژه ایریدیوم - ۱۹۲	۹,۲۱۷ mCi/cm	۱,۷ mCi/cm	۱۰۰۰ μCi/mm
سطح مقطع جذب نوترون‌ها	۹۴۰ barn	۹۴۰ barn	۹۴۰ barn
مکان پرتودهی	جعبه پرتودهی راکتور تحقیقاتی تهران موقعیت D6	قلب راکتور (IEA-R1M) موقعیت ۴۸ در برزیل	قلب راکتور تحقیقاتی تهران
روش انجام محاسبات	شبیه‌سازی	تجربی	تجربی

نتیجه‌گیری

هدف در این مقاله امکان‌سنجی تولید رادیوایزوتوپ ایریدیوم - ۱۹۲ در بهترین موقعیت پرتودهی، برای داشتن بالاترین شار نوترون‌های حرارتی است. این امر توسط شبیه‌سازی قلب راکتور با کد شبیه‌سازی MCNPX انجام شد و مقایسه ابزار آلات مختلف پرتودهی در راکتور با استفاده از فعالیت تولید شده برای یک سیم ایریدیوم صورت گرفت.

شار نوترون‌های حرارتی در ستون حرارتی راکتور به دو روش شبیه‌سازی و تجربی (فعال سازی پولک‌های طلا) مقایسه شد. نتایج، صحت محاسبات شبیه‌سازی

مرجع‌ها

- [1] Nuclear Data for the Production of Therapeutic Radionuclides, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna, (2012). <https://www.iaea.org/publications/8522/nuclear-data-for-the-production-of-therapeutic-radionuclides>
- [2] H. Do Huh, S. Kim, History of radiation therapy technology, Progress in Medical Physics, 31 (2020) 124-134. DOI:10.14316/pmp.2020.31.3.124
- [3] K. Hilgers, S. Sudar, S. Qaim, Experimental study and nuclear model calculations on the $^{192}\text{Os} (p, n) ^{192}\text{Ir}$ reaction: Comparison of reactor and cyclotron production of the therapeutic radionuclide ^{192}Ir , Applied radiation and isotopes, 63

<http://sjh.umsha.ac.ir/article-1-759-en.html>

[10] L. Snoj, Calculation of Power Density with MCNP in TRIGA reactor, 2006. <https://api.semanticscholar.org/CorpusID:53078072>

[11] Y. Kasesaz, H. Khalafi, F. Rahmani, Design of an epithermal neutron beam for BNCT in thermal column of Tehran research reactor, *Annals of Nuclear Energy*, 68 (2014) 234-238. DOI: [10.1016/j.anucene.2014.01.014](https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.01.014)

[12] Y. Kasesaz, H. Khalafi, F. Rahmani, A. Ezati, M. Keyvani, A. Hossnirokh, M.A. Shamami, M. Monshizadeh, A feasibility study of the Tehran research reactor as a neutron source for BNCT, *Applied Radiation and Isotopes*, 90 (2014) 132-137. DOI: [10.1016/j.apradiso.2014.03.028](https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2014.03.028)

[13] Manual for Reactor Produced Radioisotopes, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna, 2003. <https://www.iaea.org/publications/6407/manual-for-reactor-produced-radioisotopes>

[14] Y. Kasesaz, MCNP nuclear simulator code, Publishers, 2013. [In Persian]

[15] S. Abtahi, M. Zahmatkesh, H. Khalafi, Investigation of an improved MAA-based polymer gel for thermal neutron dosimetry, *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, 307 (2016) 855-868. DOI: [10.1007/s10967-015-4469-7](https://doi.org/10.1007/s10967-015-4469-7)

[16] W. Wilson, S. Cowell, T. England, A. Hayes, P. Moller, A Manual for CINDER'90 Version 07.4 Codes and Data la-UR-07-8412, Los Alamos National Laboratory, 2008.

[17] H. Pournaimi, Investigating parameters affecting the production of iridium-192 in Tehran research reactor, Faculty of Technical and Engineering, Islamic Azad University Research Sciences Unit, 2014. [In Persian]

[18] Manual for Reactor Produced Radioisotopes, INTERNATIONAL

(2005) 93-98. <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2004.12.010>

[4] F. Tárkányi, F. Ditrói, S. Takács, J. Csikai, A. Hermanne, M. Uddin, M. Hagiwara, M. Baba, Y.N. Shubin, A. Dityuk, Activation cross-sections of light ion induced nuclear reactions on platinum: proton induced reactions, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms*, 226 (2004) 473-489. <https://doi.org/10.1016/j.nimb.2004.06.042>

[5] F. Tárkányi, A. Hermanne, S. Takacs, K. Hilgers, S. Kovalev, A. Ignatyuk, S. Qaim, Study of the $^{192}\text{Os}(\text{d}, 2\text{n})$ reaction for production of the therapeutic radionuclide ^{192}Ir in no-carrier added form, *Applied Radiation and Isotopes*, 65 (2007) 1215-1220. <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2007.06.007>

[6] S. Qaim, K. Hilgers, S. Sudár, H. Coenen, Excitation function of the $^{192}\text{Os}(3\text{He}, 4\text{n})$ -reaction for production of ^{191}Pt , *Applied radiation and isotopes*, 67 (2009) 1074-1077. <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0969804308005162>

[7] N. Salek, M. Jamre, L. Moghaddam, A.R. Jalilian, M. Shamsaee, Feasibility and improvement in production of $^{191}\text{Os}/^{191\text{m}}\text{Ir}$ generator by Tehran Research Reactor (TRR), *Annals of Nuclear Energy*, 40 (2012) 194-199. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2011.09.019>

[8] C.R. King, LDR vs. HDR brachytherapy for localized prostate cancer: the view from radiobiological models, *Brachytherapy*, 1 (2002) 219-226. [https://doi.org/10.1016/S1538-4721\(02\)00101-0](https://doi.org/10.1016/S1538-4721(02)00101-0)

[9] M. Mohammadi, A. Ghahremani, The Production of Iridium-192 for Brachytherapy in Iran Atomic Energy Agency, DOI (2002). [In Persian]

<https://www.osti.gov/biblio/840203>

[20] M. Mohammadi, A. Ghahremani, The Production of Iridium-192 for Brachytherapy in Iran Atomic Energy Agency, Avicenna Journal of Clinical Medicine, 9 (2002) 0-0.

<http://sjh.umsha.ac.ir/article-1-759-fa.html>

ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna, 2003.

<https://www.iaea.org/publications/6407/manual-for-reactor-produced-radioisotopes>

[19] M.E. Rostelato, C.P. Silva, P.R. Rela, C.A. Zeituni, V. Lepki, A. Feher, Iridium-192 Production for Cancer Treatment, Instituto de Pesquisas Energeticas e Nucleares-Comissao Nacional de Energia, 2004.