محاسبات امکان سنجی تولید رادیوایزوتوپ‌های کاربردی شکافت از راکتورهای هموژن آبی با توان های مختلف

INC29-1324

ابوذر کیانی*[۱]، رضا پور ایمانی[۱]، علی بهرامی سامانی[۲]، سید میلاد میرعماد[۲]

۱. گروه فیزیک ، دانشکده علوم پایه، دانشگاه اراک ، صندوق پستی: ۳۸۴۸۱۷۷۵۸۴ ،اراک- ایران ؛

۲. پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران، صندوق پستی: ۸۴۸۶-۱۱۳۶۵، تهران، ایران؛

چکیده:

^{99m}Tc به‌عنوان دختر $Mo^{۹۹}$ یکی از پرمصرف‌ترین رادیوایزوتوپ‌ها در پزشکی هسته‌ای می‌باشد. در حال حاضر بیش از ۸۰ ٪ $Mo^{۹۹}$ مورد نیاز ژنراتورهای $^{m}Tc/^{99}Mo^{۹۹}$ به روش شکافت $U^{۲۳۵}$ در راکتورهای تحقیقاتی و چندمنظوره تولید می‌شود. در این راستا راکتورهای هموژن آبی می‌توانند جایگزین مناسبی برای پرتودهی اهداف حاوی $U^{۲۳۵}$ و تولید $Mo^{۹۹}$ و سایر رادیوایزوتوپ‌های کاربردی به روش شکافت باشند. در این مقاله تولید $Mo^{۹۹}$، $Sr^{۸۹}$، $Xe^{۱۳۳}$ و $I^{۱۳۱}$ با استفاده از رآکتور آرگوس با سوخت نیترات اورانیل با غنای پایین ۱۹/۷۵ ٪، به ازای توان‌های عملکردی متفاوت، مورد بررسی قرار گرفت. نتایج شبیه‌سازی با کد مونت‌کارلوی MCNP6 نشان می‌دهد که موجودی رادیوایزوتوپ های ذکر شده، برای توان های مختلف، به صورت نمایی رشد می کند تا به یک فعالیت اشباع برسد.

کلیدواژه‌ها: رادیوایزوتوپ‌های کاربردی، رآکتور آرگوس، ارزیابی نوترونیک، کد MCNP6

Feasibility calculations for the production of widely used fission radionuclides by the homogeneous aqueous reactors with various powers

Kiyani, Abouzar [1]; R. Pour-Imani[1]; Ali Bahrami Samani [2]; S. M. Miremad[2*]

1. Department of Physics, Faculty of Science, Arak University, 3848177584, Arak, Iran2. Nuclear Fuel Research School, Nuclear Science and Technology Research Institute, P.O.BOX: 11365-8486, Tehran, Iran.

Abstract:

^{99m}Tc, a daughter of ^{99}Mo, is one of the most used radioisotopes in nuclear medicine. Currently, in research and multipurpose reactors, more than 80% of ^{99}Mo required by ^{99m}Tc /^{99}Mo generators is produced by fission ^{235}U. In this regard, homogeneous water reactors can be a good alternative for irradiating targets containing ^{235}U and producing 99Mo and other useful radioisotopes by the fission method. This article investigated the production of ^{99}Mo, ^{89}Sr, ^{133}Xe, and ^{131}I using an Argus reactor with uranyl nitrate fuel with low enrichment of 19.75% for different operating powers. The simulation results with the MCNP6 Monte Carlo code show that the inventory of the mentioned radioisotopes, for different powers, increase exponentially to reach a saturation activity.

Keywords: widely used Radioisotopes, Argus Reactor, Neutronic Evaluation, MCNP6 Code.

۱. مقدمه

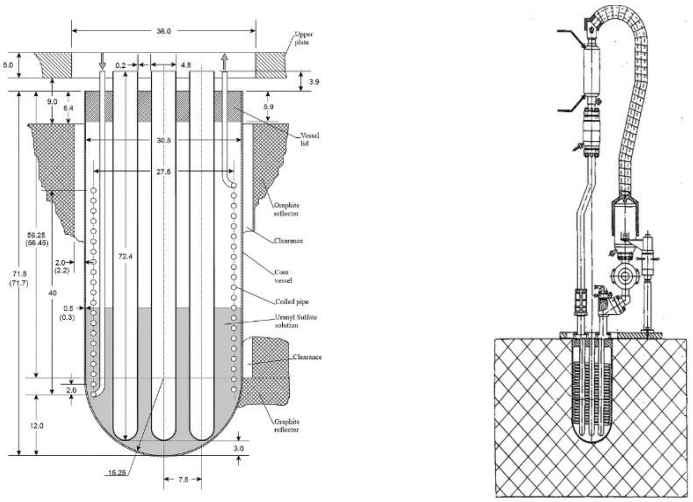
هرچند طی سه دهه گذشته، راکتورهای هموژن آبی (AHR [1]) عمدتاً به عنوان تجهیزات آزمایشی-پژوهشی مورد استفاده قرار گرفته اند، اما با اوج گیری فعالیت روس اتم برای راه اندازی راکتور هموژن آبی آرگوس[2]، شناخت خصوصیات منحصر به فرد این نوع از راکتورها، توجه بسیاری از پژوهشگران را به خود جلب کرده است. این راکتورها جزو کاندیداهای اصلی تولید انواع رادیوایزوتوپ ها، به شمار می روند که در آینده ای نه چندان دور بخشی از نیاز جهانی را تامین خواهند کرد[۱-۳]. در مقایسه با یک راکتور تحقیقاتی چندمنظوره، استفاده از AHR برای تولید مولیبدن-۹۹ دارای مزایایی از جمله انعطاف پذیری در محدوده توان رآکتور متناسب با تقاضای مورد نیاز ایزوتوپ های کاربردی، ویژگی های ایمنی بالا از نظر ضریب چگالی بزرگ راکتیویته منفی، نیاز به مقدار اورانیوم-۲۳۵ کمتر، کاهش قابل توجه تولید پسماند و مدیریت ساده تر آن است. از سوی دیگر در زنجیره ی تولید رادیوایزوتوپ با استفاده از این راکتورها، دیگر نیازی به ساخت، حمل و نقل و از بین بردن هدف ها وجود نخواهد داشت.

رادیوایزوتوپ مولیبدن-۹۹ (^{99}Mo) یکی از پر مصرف ترین رادیوایزوتوپ‌های جهان است که پس از بارگذاری در ژنراتورهای $^{99}Mo/^{99m}Tc$ برای تولید تکنسیم-۹۹ شبه پایدار (^{99m}Tc) مورد نیاز مراکز پزشکی استفاده می‌شود. ^{99}Mo از طریق فناوری های متفاوتی تولید می‌شود که یکی از پر بازده ترین روش ها، تابش دهی نوترونی هدف های حاوی اورانیوم و استفاده از شکافت می باشد. پرتودهی می تواند در راکتور ها انجام شود. اغلب راکتورهای سنتی مورد استفاده جهت تولید مولیبدن-۹۹ به پایان عمر خود نزدیک شده اند و فعالیت بعضی نیز متوقف شده است [۲]. محاسبات و پژوهش های تجربی نشان می دهند که استفاده از راکتورهای هموژن آبی می تواند فناوری کارآمدتری برای تولید رادیوایزوتوپ‌های شکافت در مقایسه با فناوری سنتی مبتنی بر استفاده از اهداف جامد حاوی اورانیوم باشد و مزایای آینده نگرانه بیشتری نیز در پی خواهد داشت[۲, ۴]. در چنین شرایطی راکتورهای آبی هموژن در کنار فناوری های جدیدتر نظیر استفاده از شتابدهنده های دوترونی، می‌توانند جایگزین های اصلی راکتورهای سنتی برای تولید رادیوایزوتوپ ها باشند. در سال ۱۹۹۲، بر اساس دورنمای افزایش نیاز جهانی به رادیوایزوتوپ مولیبدن-۹۹، دکتر راسل بال[3] درباره چگونگی استفاده از راکتور AHR برای تولید رادیوایزوتوپ توضیحاتی ارائه داد. در نتیجه، روسیه، آمریکا، ژاپن، فرانسه، چین و اندونزی برنامه هایی را برای امکان سنجی استفاده از راکتورهای هموژن آبی برای تولید رادیوایزوتوپ شروع کردند [۳]. در حال حاضر، یکی از راکتورهای هموژن آبی که در مراحل پایانی تجاری سازی است، راکتور روسی آرگوس است. این راکتورهای محلول از سیستم ایمنی پسیو ذاتی بهره مندند و از این نظر قابل مقایسه با راکتورهای تحقیقاتی و راکتورهای قدرت نیستند [۱, ۵] . در راکتورهای هموژن آبی سه نوع سوخت محلول شامل سولفات اورانیل (UO_2SO_4)، نیترات اورانیل ($UO_2(NO_3)_2$) و فلوراید اورانیل (UO_2F_2) استفاده می‌شود. برای هر یک ازسوخت ها درصد غنا متفاوت است ولی بر اساس محدودیت منع تکثیر، حداکثر غنا باید ۲۰ ٪ انتخاب شود [۶]. سوخت سولفات اورانیل به طور گسترده در راکتورهای هموژن آبی اولیه به کار رفته است و پایداری تابشی خوبی دارد ولی در آن، هیدروژن و اکسیژن تولید می‌شود. سوخت نیترات اورانیل ضریب تولید بالاتر برای استخراج مولیبدن-۹۹ نسبت به سوخت سولفات اورانیل دارد ولی پایداری تابشی بدتری دارد. چون تولید مولیبدن-۹۹ هدف اصلی این راکتورهاست، بهترین سوخت، نیترات اورانیل است که به دلیل بیشترین کارایی در استخراج مولیبدن-۹۹ مورد توجه قرار گرفته است[۴, ۷] .

در سال ۱۹۹۹ موسسه کورچاتوف مسکو، راکتور هموژن آرگوس را برای تولید مولیبدن- ۹۹ سازگار نمود. این راکتور دارای توان ۲۰ کیلووات است که ابتدا با سوخت سولفات اورانیل غنا بالا (HEU) کار می کرد و در حین سالهای ۲۰۱۰ الی ۲۰۱۲ سوخت آن تبدیل به سوخت با غنای پایین (LEU) شد [۴, ۸]. پروژه ی آرگوس در سال ۱۹۹۸ شروع شد و به منظور پاسخگویی به واقعیت‌های مدرن راکتور "Argus-M" را به موسسه تحقیقاتی فیزیک تجربی روسیه

[1] Aqueous Homogeneous Reactors
[2] Argus
[3] Russell Ball

(ونیف)[۴] در ساروف[۵]، سپرد. از نگاه سازندگان، رآکتور ایمن است و به دلیل تراکم کم انرژی محلول و فشار زیر فشار اتمسفر رآکتور امکان نشت محصولات شکافت وجود ندارد. بطوری که بدنه راکتور، مانند زیر دریایی ساخته شده است. در راکتور، محلول سولفات اورانیل در یک ظرف استوانه ای با ته نیم کره و یک درپوش، تا وضعیت بحرانی پر شده است. اقتصاد نوترون با محاصره محفظه فولاد ضد زنگ با یک بازتابنده گرافیتی حفظ می‌شود. مخزن داخلی شامل ۳ کانال خشک عمودی ضدزنگ برای کنترل راکتیویته است. این مناطق برای استفاده در هنگام نیاز به میله های کنترل، خالی می مانند. میله های کنترل در کانال های محیطی متقارن در حالی که یک لوله هدف آزمایشگاهی در ناحیه مرکز قرار می گیرد، استفاده می شوند. شماتیکی از راکتور آرگوس به همراه نمای قلب آن در شکل ۱ نشان داده شده است. مشخصات این راکتور نیز در جدول ۱ آورده شده است.



ب الف

شکل ۱: الف)شماتیک کلی و ب)نمای قلب راکتور روسی آرگوس[۸ و ۹].

جدول ۱: مشخصات راکتور هموژن آرگوس

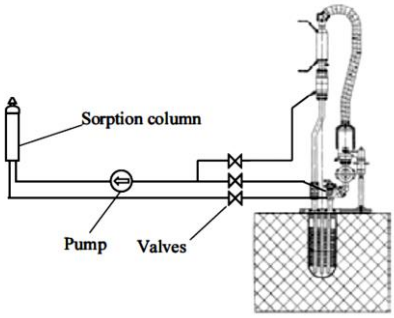
پارامتر	مقدار
توان (kw)	۲۰
نوع سوخت	UO_2SO_4
درصد غنا (wt%)	۱۹/۷۵
غلظت سوخت (g/lit)	۲۸۰ gU/lit
حجم سوخت (lit)	۶۰-۸۲
ارتفاع فعال (cm)	۱۰۰-۱۳۵
ماده مخزن	S.S304L
فشار (bar)	۰/۹
دما (C)	۸۰

این راکتور از سال ۱۹۸۱ با توان ۲۰ کیلووات کار می‌کند و توانایی تولید مولیبدن-۹۹ و استرانسیوم-۸۹ را برای استفاده در صنعت پزشکی با کارایی فوق العاده را نشان داده است.

برای تولید مولیبدن در راکتور آرگوس یک مدار طراحی شده است (شکل ۲). بعد از یک دوره بهره برداری ۵ روزه با قدرت ۲۰ کیلووات به میزان ۷۰۸ کوری مولیبدن در ۲۰ لیتر محلول سوخت تولید می‌شود. یک روز بعد از خاموشی راکتور و انجام واپاشی ها، محلول سوخت به یک ستون جذب سطحی پمپاژ می‌شود. این فرایند ۶ ساعت طول می کشد و نهایتاً ستون با آب مقطر شسته می‌شود. سپس ستون جذب از مدار استخراج جدا شده و توسط محفظه حفاظ

[4] Research Institute of Experimental Physics VNIIEF
[5] Sarov

به سلول داغ برای جداسازی مولیبدن فرستاده می‌شود. مولیبدن با شستشو و تصفیه از ستون بازیابی شده و سپس بسته بندی و آماده ارسال می‌گردد.



شکل ۲- مدار استخراج مولیبدن در راکتور آرگوس

در حال حاضر تولیدکننده‌های بالقوه مولیبدن -۹۹ در نقاط مختلف دنیا با بهره گیری از راکتورهای هموژن، آرگوس روسیه (قرار بود سال ۲۰۲۰ به بهره برداری برسد ولی فعلا خبری مبنی بر آن منتشر نشده است)، MIPR چین (متوقف)، آرگوس تاجیکستان (مرحله ساخت)، SHINE (بهره برداری پایان ۲۰۲۲) و FFAHR (مرحله طراحی مفهومی) می‌باشند[۳, ۴, ۸].

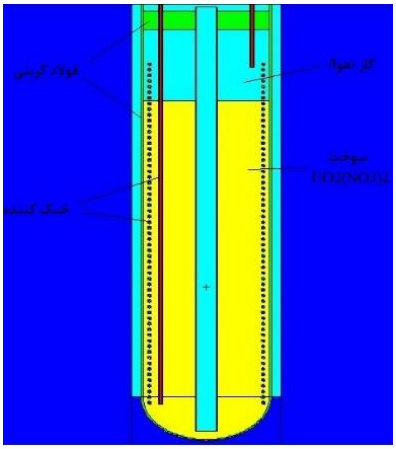
علاقه مجدد به AHR برای تولید ایزوتوپ های پزشکی منجر به توسعه تحقیقات نظری و تجربی شده است که در چندین مقاله خلاصه شده است[9-14]. این تحقیقات نشان داده‌اند که، استفاده از AHR می‌تواند یک فن‌آوری کارآمد، برای تولید رادیوایزوتوپ شکافتی در مقایسه با فن آوری سنتی، مبتنی بر استفاده از اهداف اورانیوم جامد تابش شده در راکتورهای تحقیقاتی باشد. بنابراین، بسیار مهم است که بتوانیم رفتار سوخت و رآکتور را در طول عملکرد عادی و سناریوهای مختلف حادثه شبیه سازی و ارزیابی کنیم. برای دستیابی به این هدف، باید گروهی از پارامترهای فیزیکی مرتبط، که تاثیر مهمی بر کنترل و تحلیل ایمنی راکتورهای هسته‌ای دارند، مورد مطالعه قرار گیرند .این مقاله، بر ارزیابی نوترونی عملکرد پایدار و یک طرح مفهومی شبیه آرگوس (۲۰kw) با سوخت محلول LEU با توان‌های متفاوت برای تولید ایزوتوپ‌های کاربردی تمرکز دارد.

۲. مواد و روش‌ها

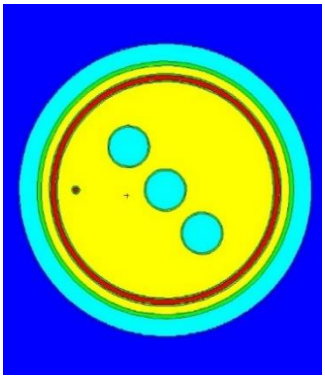
۱,۲. راکتور آرگوس

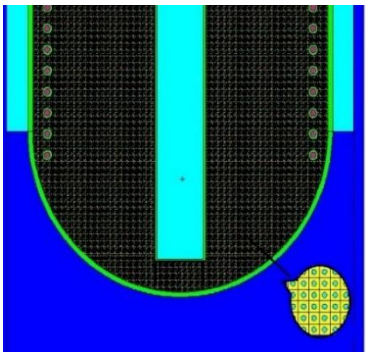
طرح مفهومی هندسی AHR (براساس پیکربندی LEU راکتور آرگوس)، شامل یک محلول سولفات اورانیل است که در یک ظرف استوانه ای فولادی با ته نیمکره قرار دارد. ضخامت دیواره مخزن قلب مورد استفاده ۰,۵ سانتی متر است. یک مبدل حرارتی لوله پیچ خورده، یک کانال مرکزی و دو کانال محیطی متقارن در داخل مخزن قرار دارد. کانال مرکزی دارای هدف آزمایشی است، در حالی که دو کانال دیگر برای میله‌های کنترل در نظر گرفته شده‌اند. کانالهای فولادی دارای قطر بیرونی ۴,۸ سانتی متر و ضخامت دیواره آنها ۰,۲ سانتی متر است. مخزن راکتور با بازتابنده[6] های کناری و گرافیت زیرین احاطه شده است. از محلول آبی سولفات اورانیل غنی شده ۱۹,۸٪ اورانیوم-۲۳۵ به عنوان ماده شکافت پذیر استفاده می‌شود. شکل ۳ مدل هندسی طرح مفهومی AHR و نمایش صریح حباب های گاز رادیولیتیک را نشان می دهد.

[6] Reflector



الف





ب ج

شکل ۳: مدل هندسی طرح مفهومی آرگوس الف) نمای مقابل ب) نمای بالا ج) نمای مقابل با نمایش حباب های رادیولیز.

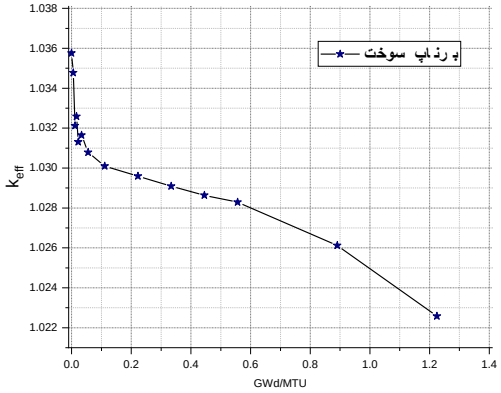
مشخصات ماده سوخت مورد استفاده در شبیه‌سازی کد MCNP6 در جدول (۲) آورده شده است.

جدول ۲- مشخصات سوخت مورد استفاده

هسته	درصد غنا، ۱۹,۷۵ w%
	غلظت، ۲۸۰ (gU/lit)
	چگالی اتمی (atom / barn cm)
U-235	1.417180E-04
U-238	5.685960E-04
N	1.420620E-03
H	6.340480E-02
O	3.170240E-02

۲,۲. روش کار

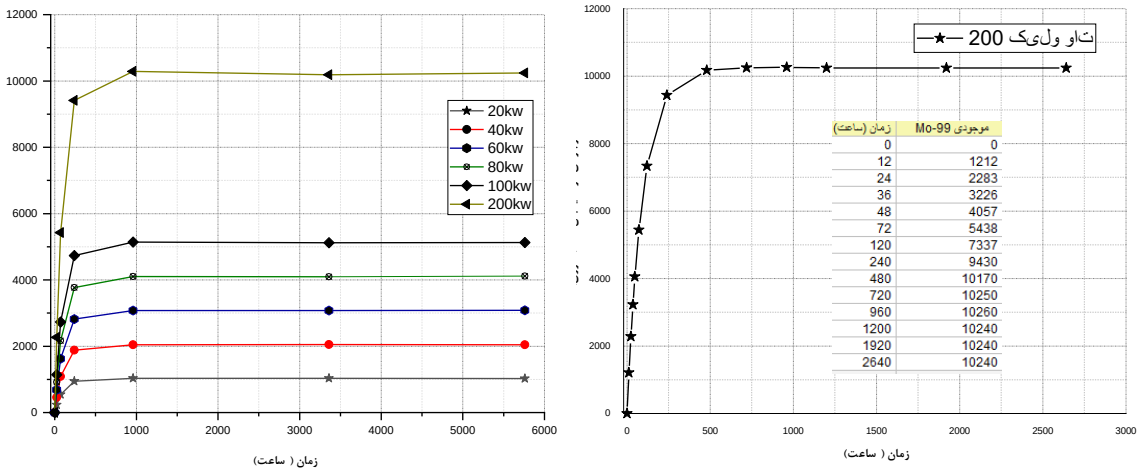
در کد MCNP از کارت BURN و CINDER90 استفاده شد. پارامترهای کنترلی در محاسبات از جمله اندازه چشمه بر سیکل (۵۰۰۰)، حدس اولیه (k_{eff} =1) ، تعداد کل سیکل‌های دنبال شده (۳۲۰) و تعداد تاریخچه (۳۲۰۰۰)می باشند. و در نهایت مقدار k_{eff} با انحراف معیار پذیرفتنی 1.02258 ± 0.000349 محاسبه شد، که در مقایسه با مرجع [۱] (1.00285 ± 0.00014) و نیز مرجع [۱۵] (0.9935 ± 0.0014) قابل قبول می‌باشد. و شکل۴ تغییرات k_{eff} برحسب برناپ رآکتور را در طول کارکرد نشان می‌دهد.



شکل ۴: k_{eff} بر حسب برناپ سوخت.

۳. نتایج و بحث

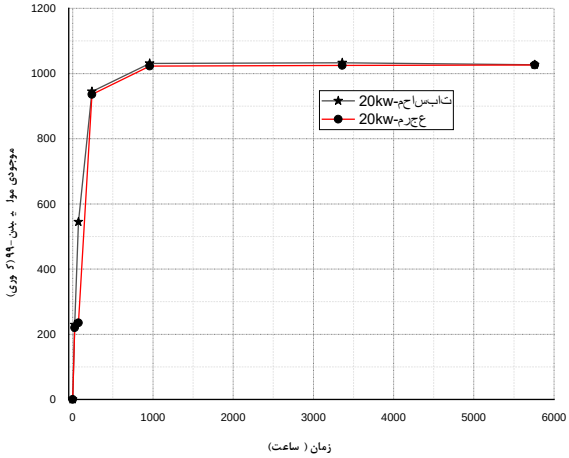
شکل ۵ مقادیر محاسبه شده انباشتگی (ذخیره) مولیبدن -۹۹، با استفاده از کد MCNP6 برای رآکتور با توان‌های متفاوت را نشان می‌دهد. همانطور که مشاهده می‌شود، موجودی مولیبدن-۹۹ به صورت نمایی رشد می‌کند تا به یک فعالیت اشباع برسد. در این مطالعه دوره عمل انتخاب نشده است، زیرا پنج روز اول افزایش شدید و تقریبا ثابتی در غلظت و فعالیت مشاهده می‌شود. و در مرحله تولید می توان این پنج روزه را دوره عملیات در نظر گرفت. و همچنین در شکل ۷ انباشتگی (ذخیره) محاسبه شده سایر ایزوتوپ های پزشکی با استفاده از MCNP6 را نشان می دهد



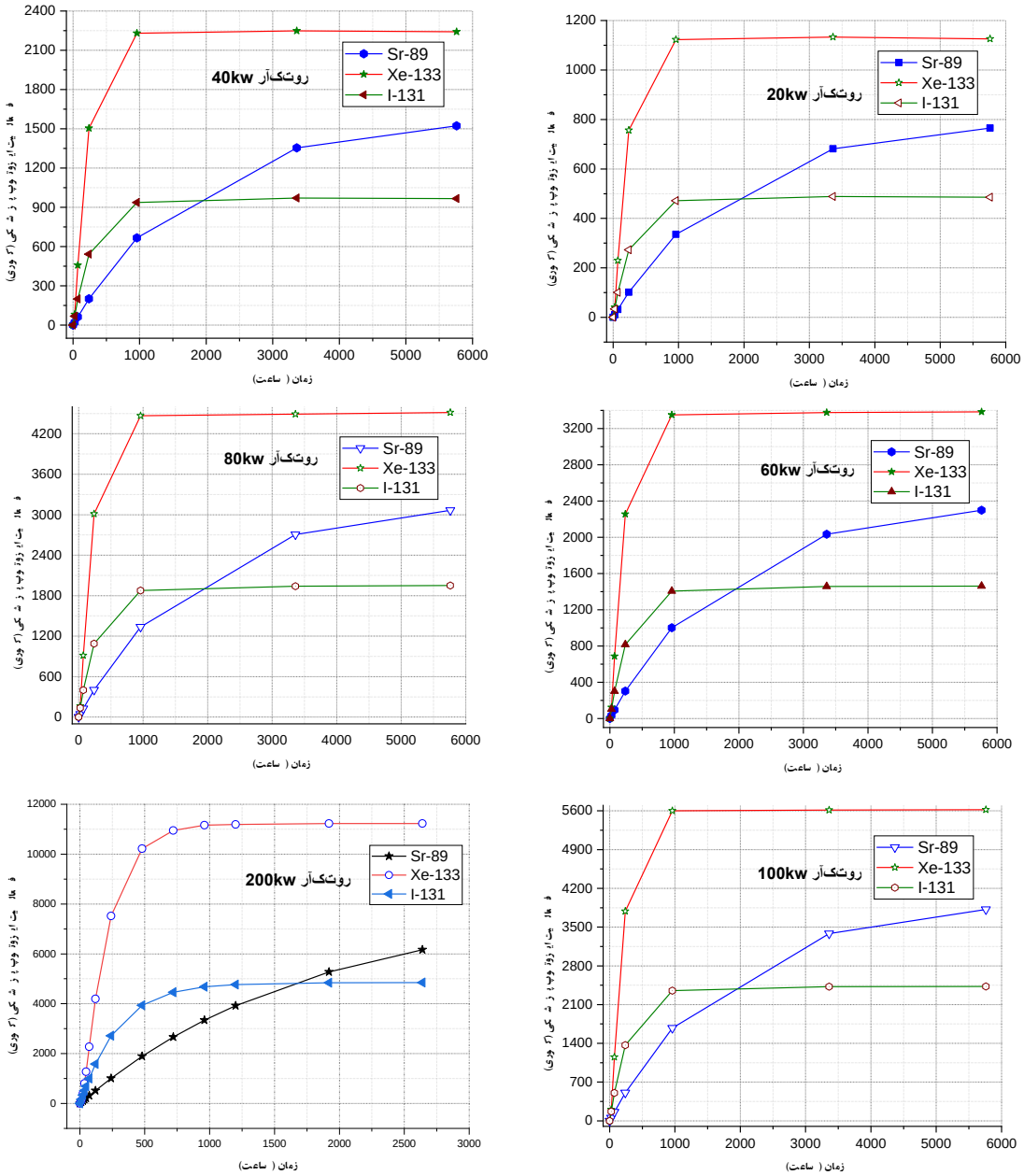
ب) الف)

شکل۵) انباشتگی (ذخیره) مولیبدن -۹۹ برای ساعت کار راکتور الف) توان راکتور ۲۰۰ کیلو وات ب) توان های مختلف راکتور.

از نمودار مرجع [۱] که با استفاده از نرم افزار Digitizer داده‌ها برای زمان‌های مورد نظر استخراج شد و با داده‌های محاسبه شده مقایسه گردید. و نتایج این مقایسه در شکل ۶ قابل مشاهده است.



شکل۶) مقایسه نتایج محاسبات با نتایج مرجع [۱].



شکل۷) انباشتگی (ذخیره) ^{133}Xe, ^{89}Sr, ^{131}I برای ساعت کار راکتور با توان‌های متفاوت.

۴. جمع بندی

اگرچه AHR به دلیل چگالی توان محدود برای تولید برق، چندان مناسب نیست، ولی برای تولید برخی رادیوایزوتوپ ها، از ظرفیت بالقوه‌ی خوبی برخوردار است. در این راستا، مهمترین مزیت‌های AHR نسبت به راکتورهای تحقیقاتی چند منظوره، اقتصاد نوترونی بالا، کاهش پسماند رادیواکتیو، سوختن نامحدود سوخت، عدم نیاز به هدف‌های جامد حاوی اورانیوم، استحصال آنلاین محصولات شکافت گازی مانند ^{133}Xe و عدم نیاز به خاموش کردن برای جداسازی ایزوتوپ مد نظر، می‌باشند. در واقع اگر یک حلقه جداسازی، در طراحی این راکتور ها گنجانده شده باشد، نیازی به خاموش کردن آن برای جداسازی ایزوتوپ نیست و ایزوتوپ مد نظر می‌تواند هنگام کار راکتور به طور مداوم استحصال شود. اما از سویی، بحث خوردگی و رادیولیز آب، و تداوم و حفظ سطح قدرت، همچنان به عنوان مسایل مهم پیش روی توسعه راکتورهای هموژن آبی مطرح هستند. هدف اصلی این مقاله، مدل‌سازی و تجزیه و تحلیل یکی از امیدبخش‌ترین جایگزین‌های راکتورهای چند منظوره‌ی مستهلک، برای تولید رادیوایزوتوپ‌های کاربردی است. یک طرح مفهومی AHR براساس رآکتور آرگوس متشکل از مخزن و قلب، کانال‌های اصلی، لوله خنک کننده، محلول سوخت، بازتابنده مرکزی و عناصر ساختاری مورد مطالعه قرار گرفته است. این مطالعات شامل محاسبات نوترونیکی و تولید ایزوتوپ‌های پزشکی، برای راکتورهای با توان های ۲۰، ۴۰، ۶۰، ۸۰، ۱۰۰ و ۲۰۰ کیلو واتی انجام گرفت و بر اساس نیاز کشور به ایزوتوپ‌های مختلف، می‌توان رآکتور با توان مشخص را انتخاب کرد و مرحله طراحی را نهایی کرد. مطالعات انجام شده، به نشان دادن امکان استفاده از AHR برای تولید ایزوتوپ‌های پزشکی کمک می‌کند. با این حال برای تایید این نتایج و کمک به توسعه و نمایش قابلیت‌های فنی، ایمنی و اقتصادی آن‌ها به مطالعات بیشتری نیاز است.

۵. مراجع

[۱] D. M. Pérez, D. E. M. Lorenzo, C. A. B. de Oliveira Lira, and L. P. R. J. A. o. N. E. Garcia, "Neutronic evaluation of the steady-state operation of a 20 kWth Aqueous Homogeneous Reactor for Mo-99 production," vol. 128, pp. 148-159, 2019.

[۲] E. Bradley, P. Adelfang, and N. Ramamoorthy, "Homogeneous Aqueous Solution Nuclear Reactors for the Production of Mo-99 and Other Short Lived Radioisotopes," IAEA-TECDOC-1601: 1-132008.

[۳] E. National Academies of Sciences and Medicine, "Opportunities and approaches for supplying molybdenum-99 and associated medical isotopes to global markets: proceedings of a symposium," 2018.

[۴] A. J. A. o. n. m. MUSHTAQ, "Homogeneous aqueous solution nuclear reactors for the production of mo-99 and other short lived radioistotopes Homogeneous aqueous solution nuclear reactors for the production of mo-99 and other short lived radioistotopes, 2008," vol. 24, no. 10, pp. 759-760, 2010.

[۵] K. Charlton, "The Supply of Medical Radioisotopes. 2016 Medical Isotope Supply Review:" ۹۹ "Mo/" 9" 9" mTc Market Demand and Production Capacity Projection 2016-2021," Organisation for Economic Co-Operation and Development2016.

[۶] A. Glaser, "About the enrichment limit for research reactor conversion: Why 20%?," in *International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (hereinafter referred to as RERTR conference), Boston*, 2005.

[۷] T. Sutondo, "Analytical method of atomic density determination of uranyl nitrate solution," in *Journal of Physics: Conference Series*, 2018, vol. 1090, no. 1, p. 012036: IOP Publishing.

[۸] C. Cooling, M. Williams, E. Nygaard, M. J. N. E. Eaton, and Design, "The application of polynomial chaos methods to a point kinetics model of MIPR: An Aqueous Homogeneous Reactor," vol. 262, pp. 126-152, 201۳

[۹] A. J. Youker, D. C. Stepinski, L. Ling, and G. F. Vandegrift, "Mo recovery updates and physical properties of uranyl sulfate solutions," Argonne National Lab.(ANL), Argonne, IL (United States)2013.

[۱۰] N. J. J. C. b. Vickers, "Animal communication :when i'm calling you, will you answer too?," vol. 27, no. 14, pp. R713-R715, 2017.

[۱۱] F. J. Souto, R. H. J. N. I. Kimpland, M. i. P. R. S. B. B. I. w. Materials, and Atoms, "Reactivity analysis of solution reactors for medical-radioisotope production ",vol. 213, pp. 369-372, 2004.

[۱۲] P. H. Liem, H. N. Tran, and T. M. J. P. i. N. E. Sembiring, "Design optimization of a new homogeneous reactor for medical radioisotope Mo-99/Tc-99m production," vol. 82, pp. 191-196, 2015.

[۱۳] A. Isnaeni, M. Aljohani ,T. Aboalfaraj, and S. J. A. I. Bhuiyan, "Analysis of 99 Mo production capacity in uranyl nitrate aqueous homogeneous reactor using ORIGEN and MCNP," vol. 40, no. 1, pp. 40-43, 2014.

[۱۴] D. Y. Chuvilin *et al.*, "An interleaved approach to production of 99Mo and 89Sr medical radioisotopes," vol. 257, no. 1, pp. 59-63, 2003.

[۱۵] E. S. Glouchkov, V. E. Khvostionov, L. V. Maiorov, C. M. Hopper, J. J. Lichtenwalter, and V. F. Dean, "Graphite-reflected uranyl sulphate (20.9% 235U) solutions," ed: Moscow, 1997.