

امکان‌سنجی تولید عناصر ترانس اورانیوم در راکتور تحقیقاتی

INC29-1124

احسان بوستانی^۱، محمد قنادی مراغه^۲، امیر چرخ^۱، ساره عماره اله یاری^۲

۱. پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، صندوق پستی ۱۴۳۹۹۵۵۹۳۳، تهران، ایران

۲. پژوهشکده چرخه سوخت هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، صندوق پستی ۱۴۳۹۹۵۵۹۳۳، تهران، ایران

چکیده:

تولید ایزوتوپ‌های ترانس اورانیوم مثل آمرسیم-۲۴۱ و کالیفرنیم-۲۵۲ با استفاده از سوخت‌های پرتودیده راکتورها یا پرتودهی اهدافی درون قلب راکتورهای تحقیقاتی انجام می‌شود که عمده تولید این دو رادیونوکلید در کشورهای آمریکا و روسیه انجام می‌شود. با توجه به کاربردهای قابل ملاحظه این عناصر در صنعت هسته‌ای و دیگر بخش‌ها استحصال آن‌ها از اهمیت بسزایی برخوردار است. در کار حاضر، ابتدا امکان تولید این نوکلیدها با استفاده از سوخت‌های پرتودیده یک راکتور تحقیقاتی برای دو توان ۵ و ۱۰ مگاوات با استفاده از کد ORIGEN انجام شده است. در بخشی دیگر، محاسبات برای اورانیوم تهی شده که شامل ۹۹/۷٪ وزنی اورانیوم-۲۳۸ است، نیز انجام شده است. نتایج محاسبات نشان می‌دهد که بازده تولید رادیونوکلیدهای ترانس اورانیوم در توان ۱۰ مگاوات چندین برابر بیشتر از ۵ مگاوات است. همچنین، میزان تولید رادیونوکلیدها در پرتودهی هدف اورانیوم تهی شده حدود ۲ برابر رادیونوکلیدهایی است که به هنگام استفاده از سوخت پرتودیده راکتور تحقیقاتی تولید می‌شود.

کلیدواژه‌ها: راکتور تحقیقاتی، پرتودهی، عناصر ترانس اورانیوم، کد ORIGEN.

Feasibility study for the production of trans-uranium radionuclides in a typical research reactor

Ehsan Boustani¹, Mohammad Ghannadi Maragheh², Amir Charkhi¹, Sareh Ammari Allahyari^{2,*}

1. Reactor and nuclear safety research school, Nuclear Science and Technology Research Institute, P.O.BOX: 1439955933, Tehran, Iran

2. Nuclear fuel cycle research school, Nuclear Science and Technology Research Institute, P.O.BOX: 1439955933, Tehran, Iran

Abstract:

The production of trans-uranium isotopes such as Am-241 and Cf-252 is done using irradiated reactor fuels or by irradiating targets in the core of research reactors. The main production of these two radionuclides is done in America and Russia. Due to the wide usage of these elements in nuclear industry and the others, the production of these valuable elements is so important. Thus in this study at first, the possibility of producing these nuclides using the irradiated fuels of a typical research reactor for two powers of 5 and 10 megawatts has been done using the ORIGEN code. In another part, calculations for uranium with 99.7% by weight of uranium-238, which exists at the end of the enrichment cycle, has also been done. Also, the efficiency of trans-uranium radionuclides production using the target irradiation of depleted uranium is about 2 times the radionuclides produced when using the irradiated fuel of the research reactor.

Keywords: Research Reactor, Irradiation, Trans-uranium Elements, ORIGEN Code

۱. مقدمه

عناصر ترانس اورانیوم شامل عناصر با عدد اتمی بالاتر از ۹۲ هستند. پلوتونیم-۲۳۸ از طریق واپاشی ذرات آلفا، انرژی تولید می‌کند و برای تأمین انرژی واحدهای قدرت گرماالکتریکی کوچک مورد استفاده در جستجوی فضایی، به کار می‌رود. آمرسیم-۲۴۱ انرژی گامای غالب ۶۰ کیلو الکترون‌ولت و نیز واپاشی آلفا دارد. این ایزوتوپ برای اندازه‌گیری و کنترل ضخامت بسیاری از مواد صنعتی، تشخیص ناهنجاری‌های تیروئید و آشکارسازهای دود به کار می‌رود. این رادیونوکلید در صورت ترکیب با برلیوم، تعداد 10^{17} نوترون بر ثانیه به ازای هر گرم گسیل می‌کند. این مخلوط در طراحی چشمه‌ها به کار رفته و این چشمه‌ها در سرتاسر دنیا برای پایش میزان نفت تولیدی از چاه‌های نفت استفاده می‌شوند. کالیفرنیم-۲۵۲ یک چشمه نوترونی قوی است که هر گرم آن تعداد $2/3 \times 10^{12}$ نوترون در ثانیه گسیل می‌کند. این ایزوتوپ به عنوان چشمه در آنالیز فعال سازی نوترونی^۱ و اکتشاف منابع آب و نفت استفاده می‌شود. این ایزوتوپ همچنین در رادیوگرافی نوترون، آشکارسازی مواد نیتروژن دار در فرودگاه‌ها و پرتو دهی تومورهای که به کارگیری گاما برای آن‌ها خیلی مؤثر نیست، به کار می‌رود. مهمترین کاربرد صنعتی کالیفرنیم، استفاده از آن به عنوان چشمه در راکتورهای هسته‌ای است [۱ و ۲].

به طور کلی، اهداف پرتو دهی مثل پلوتونیم، آمرسیم یا کوریم به صورت اهداف در غلاف آلومینیومی، سرمت با ماتریس آلومینیومی آماده می‌شوند. اهداف در راکتور ایزوتوپی شار بالا^۲ پرتو دهی می‌شوند، جایی که این عناصر در یک سری فرایندهای جذب نوترون‌ها و واپاشی بتا به ایزوتوپ‌های سنگین تر ^{249}Bk ، ^{252}Cf ، ^{252}Es و ^{257}Fm تبدیل می‌شوند. پس از پرتو دهی، اهداف پرتو دهی شده تا چندین ماه نگهداری می‌شوند تا واپاشی کنند و محصولات شکافت و فعال سازی کوتاه عمر حذف شوند. سپس اهداف برای جداسازی شیمیایی، خالص سازی و بسته بندی محصولات ترانس پلوتونیم جهت توزیع به مرکز منتقل می‌شوند [۳ و ۴].

در کشور ما تاکنون در زمینه تولید چنین رادیوایزوتوپ‌های با ارزش و پرکاربرد اقامی صورت نگرفته است. در حالی که تحقیق و توسعه در زمینه چگونگی تولید، جداسازی و خالص سازی آن‌ها از لحاظ فناوری از اهمیت بسزایی برخوردار است. از آنجاکه هدف اورانیومی پرتو دیده در راکتور تحقیقاتی مهمترین منبع برای استحصال این عناصر است. در این پژوهش، امکان تولید عناصر آمرسیم-۲۴۱ و کالیفرنیم-۲۵۲ از سوخت مصرف شده یک راکتور تحقیقاتی و پرتو دهی اوانیوم تهی شده به منظور بهینه سازی شرایط تولید این عناصر صورت گرفته است.

میزان تولید عناصر ترانس اورانیوم از سوخت مصرف شده یک راکتور تحقیقاتی نوعی در دو توان ۵ و ۱۰ مگاوات و نیز از هدف اورانیوم تهی شده محاسبه شده است.

۲. روش کار

پژوهش با در نظر گرفتن برخی تقریب‌ها و ساده سازی‌ها انجام شده است که بایستی در تفسیر و استفاده از نتایج داده شده در نظر گرفته شود. برای مثال، در بخش مربوط به ارتقای توان راکتور یا مدت زمان‌های کارکرد راکتور، در نظر گرفتن مشخصات دقیق قلب ارتقا یافته یا برنامه کاری راکتور ممکن نیست. با این حال، با توجه به نیمه عمرهای قابل توجه رادیونوکلیدهای مورد نظر، این ساده سازی‌ها نمی‌تواند سبب بروز خطای قابل ملاحظه‌ای در محاسبات شود و می‌توان با حد اطمینان بالایی از این نتایج استفاده کرد.

مجموعه‌ای از کدهای رایانه‌ای برمبنای روش‌های یقینی یا مونت کارلو برای انجام محاسبات هسته‌ای نوشته شده است. این کدها برای طراحی و محاسبات راکتور توسط مراکز تحقیقات هسته‌ای و صنایع مربوط به آن‌ها توسعه داده شده است. انجام شبیه سازی به روش مونت کارلو با استفاده از سطح مقطع‌های نقطه‌ای، اطلاعات ارزشمندی پیرامون مسئله بیان می‌کند که دستیابی به آن‌ها با روش‌های دیگر به راحتی امکان پذیر نیست. کدهای متعددی از جمله ORIGEN، MCNPX، CINDER و برای محاسبات مصرف سوخت استفاده می‌گردد [۵، ۶، ۷].

کد محاسباتی ORIGEN برای محاسبات مصرف سوخت، فروپاشی و بررسی میزان پرتو زایی طراحی و توسعه داده شده است. این کد دارای کتابخانه‌هایی جامع از داده‌های هسته‌ای برای ۱۷۰۰ هسته است که با عنوان کتابخانه داده‌های فروپاشی، کتابخانه داده‌های سطح مقطع و محصولات شکافت و کتابخانه داده‌های فوتون شناخته می‌شود. مهمترین خروجی‌های کد شامل جرم بر حسب گرم، پرتو زایی کل

¹ Neutron Activation Analysis, NAA

² High Flux Isotope Reactor, HFIR

و پرتوزایی آلفا برحسب کوری، توان حرارتی برحسب وات، میزان جذب نوترون، میزان شکافت، شکافت آبی، واکنش (α, n) و تعداد فوتون‌ها در ۱۸ گروه انرژی است [۶].
 راکتور تحقیقاتی نوعی در نظر گرفته شده یک راکتور استخر باز توان متوسط است که از آب سبک در آن به‌عنوان خنک‌کننده و بازتابنده استفاده می‌شود. برخی از مهمترین مشخصات این راکتور در جدول ۱ آمده است [۸].

جدول ۱. برخی مشخصات راکتور تحقیقاتی نوعی.

مقدار	کمیت	مقدار	کمیت
۱۹/۷۵	غناي سوخت (%)	$۷۶/۹ \times ۸۰/۱$	ابعاد مجموعه سوخت استاندارد ^۱ (میلی‌متر)
$۲/۵ \times ۱۰^{۱۳}$	شار حرارتی متوسط	$۶۵۵ \times ۶۷ \times ۱۵$	ابعاد بیرونی صفحه سوخت (میلی‌متر مکعب)
U_3O_8Al	جنس سوخت	$۶۱۵ \times ۶۰ \times ۷$	ابعاد گوشت ^۲ (میلی‌متر مکعب)
Al 6061	جنس غلاف	۱۹	تعداد صفحه سوخت مجموعه سوخت استاندارد
$۸/۱ \times ۷/۷۱$	گام شبکه (سانتی‌متر مربع)	۱۴	تعداد صفحه سوخت مجموعه سوخت کنترلی
۶۷	پهنای صفحه سوخت (میلی‌متر)	۷۶	وزن اورانیوم در هر صفحه سوخت (گرم)
۲	تعداد صفحات مجموعه سوخت کنترلی	۱۵	وزن اورانیوم در هر صفحه سوخت (گرم)
۴/۷۶	چگالی اورانیوم در گوشت (gcm^{-3})	آب سبک، بالا به پایین	جنس و جهت جریان خنک‌کنندگی

برای انجام محاسبات مصرف سوخت، اطلاع از چیدمان قلب و مواد تشکیل‌دهنده آن ضروری است. چیدمان قلب استفاده شده دارای ۲۸ مجموعه سوخت استاندارد^۳ و ۵ مجموعه سوخت کنترلی^۴ است. محاسبات تولید رادیونوکلیدها در راکتور تحقیقاتی با توجه به اطلاعات داده شده در بالا برای دو توان مختلف ۵ و ۱۰ مگاوات انجام شده است. نمایشی از چیدمان قلب راکتور در شکل زیر نشان داده شده است:

9	E.B	GR	GR	GR	E.B	GR
8	SFE 0.93	CFE-RR 18.40	SFE 16.04	CFE-SR2 47.81	SFE 11.78	SFE 5.08
7	SFE 20.14	SFE 31.46	SFE 11.81	SFE 48.62	SFE 39.21	SFE 12.88
6	SFE 7.89	CFE-SR1 59.54	SFE 45.05	E.B	CFE-SR3 38.06	SFE 8.48
5	SFE 31.56	SFE 35.99	SFE 49.92	SFE 40.02	SFE 31.40	SFE 5.02
4	SFE 17.25	SFE 22.48	CFE-SR4 54.77	SFE 55.66	SFE 22.15	E.B
3	SFE 3.19	SFE 10.83	SFE 24.89	E.B	SFE 0.0	GR
2	GR	GR	E.B	GR	GR	GR
1	GR	GR	GR	GR	GR	GR
	A	B	C	D	E	F

SFE: STANDARD FUEL ELEMENT CFE: CONTROL FUEL ELEMENT
 GR-BOX: GRAPHITE BOX IR-BOX: IRRADIATION BOX

¹ Standard Fuel Element, SFE

² Meat

³ Standard Fuel Element, SFE

⁴ Control Fuel Element, CFE

۳. نتایج

۳.۱ سوخت مصرف شده در راکتور تحقیقاتی

محاسبات برای دو توان مختلف ۵ و ۱۰ مگاوات در راکتور تحقیقاتی انجام شده است. در برخی از کشورها از جمله پاکستان، راکتور تحقیقاتی شماره ۱ پاکستان، ارتقا داده شده و توان آن‌ها از ۵ به ۱۰ افزایش داده شده است [۹، ۱۰]. بنابراین، پرتودهی سوخت مصرف شده در راکتور تحقیقاتی در توان ۱۰ مگاوات دور از انتظار نبوده و از این‌رو بررسی شده است. امکان در نظر گرفتن مشخصات دقیق قلب ارتقا یافته به دلیل متغیرهای موجود مثل نوع سوخت استفاده شده وجود ندارد.

محاسبات برای راکتور سوخت صفحه‌ای راکتور تحقیقاتی با توان ۵ مگاوات انجام شده است. پرتوزایی تولیدی رادیونوکلیدهای آمرسیم، کوریم و کالیفرنیم برحسب کوری در جدول ۲ آمده است. همان‌گونه که اشاره شده است، نتایج ارائه شده برای پرتودهی یک مجموعه سوخت استاندارد تا رسیدن به میزان مصرف ۵۰٪ است و برای مقادیر سوختی غیر از یک مجموعه سوخت استاندارد، بایستی تعداد در نظر گرفته شده لحاظ شود. برنامه کاری راکتور به صورت ۲۹/۴ روز کار در توان ۵ مگاوات و ۰/۶ روز خاموشی در نظر گرفته شده است. یادآوری می‌شود که مدت‌زمان لازم برای رسیدن به میزان مصرف سوخت ۵۰٪ حدود ۷۵۰ روز است. به عبارت دیگر، مقادیر گزارش شده در ستون اول برای پرتودهی به مدت ۷۵۰ روز است.

جدول ۲ پرتوزایی رادیونوکلیدهای تولیدی برحسب کوری برای سوخت ۵۰٪ مصرف شده راکتور تحقیقاتی.

رادیونوکلید	خنک‌سازی (سال)				
	۰	۴	۱۰	۲۵	۵۰
Am ^{۲۴۱}	3.60E-02	3.55E-01	7.29E-01	1.29E+00	1.61E+00
Am ^{۲۴۳}	1.24E-03	1.24E-03	1.24E-03	1.24E-03	1.24E-03
Cm ^{۲۴۲}	6.47E+00	1.45E-02	1.36E-03	1.27E-03	1.13E-03
Cm ^{۲۴۴}	5.68E-02	4.87E-02	3.87E-02	2.18E-02	8.38E-03
Cf ^{۲۵۲}	1.77E-12	6.19E-13	1.28E-13	2.49E-15	3.49E-18

همان‌گونه که از جدول بالا قابل مشاهده است، میزان تولید آمرسیم و کالیفرنیم در زمان‌های پس از پرتودهی اضافه می‌شود، درحالی‌که بیشترین میزان تولید کوریم در زمان پایان پرتودهی اتفاق می‌افتد.

با توجه به امکان ارتقای توان در راکتورهای تحقیقاتی، محاسبات برای توان ۱۰ مگاوات انجام شده است. محاسبات با این فرض انجام شده که تغییر قابل‌ملاحظه‌ای در چیدمان قلب ایجاد نشود و در نتیجه این ارتقای توان در راکتور، به همین مقدار افزایش شار در راکتور ایجاد شود. برای بررسی دقیق این موضوع، برخی دیگر از مسائل فنی نظیر جنس سوخت استفاده شده یا چگالی سوخت نیز باید در نظر گرفته شود که در این مرحله و با مقداری تقریب می‌توان از این موضوعات صرف‌نظر کرد. برای راکتور پاکستان با توان ۱۰ مگاوات، شار حرارتی متوسط در محدوده 5×10^{13} و شار بیشینه 2×10^{14} گزارش شده است [۱۱]. نتایج محاسبات برای پرتوزایی تولیدی در این حالت از قلب برای یک مجموعه سوخت استاندارد با ۷۵۰ روز کارکرد راکتور در ۱۰ مگاوات محاسبه و در جدول ۳ آمده است.

جدول ۳. پرتوزایی رادیونوکلیدهای تولیدی برحسب کوری برای سوخت مصرف شده در راکتور تحقیقاتی نوعی با توان ۱۰ مگاوات.

رادیونوکلید	خنک‌سازی (سال)				
	۰	۴	۱۰	۲۵	۵۰



1.60E+00	1.28E+00	7.15E-01	3.40E-01	1.82E-02	Am ^{۲۴۱}
1.23E-03	1.23E-03	1.23E-03	1.23E-03	1.23E-03	Am ^{۲۴۳}
5.69E-04	6.38E-04	6.84E-04	8.78E-03	3.97E+00	Cm ^{۲۴۲}
8.34E-03	2.17E-02	3.85E-02	4.85E-02	5.65E-02	Cm ^{۲۴۴}
3.58E-18	2.55E-15	1.32E-13	6.36E-13	1.82E-12	Cf ^{۲۵۲}

افزایش توان راکتور از ۵ به ۱۰ مگاوات در صورتی که زمان پرتودهی کوتاه‌تر نشود، سبب افزایش قابل توجه رادیونوکلیدهای تولیدی خواهد شد. به عبارت دیگر، در صورتی که مدت زمان مصرف سوخت در راکتور ۱۰ مگاواتی نصف این مدت زمان در راکتور ۵ مگاواتی باشد، رادیونوکلیدهای تولیدی در راکتوری با توان ۵ یا ۱۰ مگاوات تفاوت چندانی باهم ندارد.

پرتوزایی رادیونوکلیدهای تولیدی با استفاده از سوخت پرتودیده در توان‌های ۵ و ۱۰ مگاوات در جدول ۴ آمده است. مدت زمان و الگوی پرتودهی یک مجتمع سوخت در هر دو حالت یکسان است و تنها تفاوت آن در چگالی شار نوترونی است که در راکتور ۱۰ مگاوات ۲ برابر راکتور ۵ مگاوات است.

جدول ۴. میزان پرتوزایی رادیونوکلیدها برای توان‌های ۵ و ۱۰ مگاوات

زمان خنک‌سازی (سال)					عنصر	توان (مگاوات)
۵۰	۲۵	۱۰	۴	۰		
1.61E+00	1.29E+00	7.33E-01	3.60E-01	1.05E+01	Am	۵
9.89E-03	2.38E-02	4.11E-02	6.44E-02	6.53E+00	Cm	
1.79E-12	2.93E-12	4.85E-12	6.50E-12	7.46E-12	Cf	
6.61E+00	5.27E+00	2.99E+00	1.46E+00	2.18E+03	Am	۱۰
2.27E+00	5.88E+00	1.04E+01	1.33E+01	9.57E+01	Cm	
1.95E-07	3.77E-07	8.09E-07	1.56E-06	3.34E-06	Cf	
4	4	4	4	207	Am	نسبت تولید ۱۰ به ۵
229	247	254	206	15	Cm	
1.09E+05	1.29E+05	1.67E+05	2.39E+05	4.47E+05	Cf	

همان‌گونه که از جدول بالا دیده می‌شود، میزان تولید رادیونوکلیدهای موردنظر در راکتوری با توان ۱۰ مگاوات به‌طور قابل توجهی بیشتر از یک راکتور ۵ مگاوات است.

۳.۲. هدف اورانیومی در راکتور تحقیقاتی

محاسبات میزان پرتوزایی رادیونوکلیدهای موردنظر ناشی از پرتودهی اورانیوم تهی شده، که شامل ۹۹/۷ درصد وزنی ایزوتوپ ۲۳۸ و ۰/۳ درصد ایزوتوپ ۲۳۵ است، برای دو توان متفاوت راکتور تحقیقاتی نوعی محاسبه و در جدول ۵ آمده است. پرتودهی هدف موردنظر در راکتور در مدت‌زمان ۷۵۰ روز انجام شده است.

جدول ۵. میزان پرتوزایی رادیونوکلیدها برای پرتودهی اورانیوم تهی شده در توان‌های ۵ و ۱۰ مگاوات

زمان خنک‌سازی (سال)					عنصر	توان (مگاوات)
۵۰	۲۵	۱۰	۴	۰		
2.94E+00	2.35E+00	1.34E+00	6.59E-01	4.70E+01	Am	۵
1.98E-02	4.75E-02	8.20E-02	1.29E-01	1.32E+01	Cm	
3.27E-12	5.32E-12	8.79E-12	1.17E-11	1.33E-11	Cf	
7.20E+00	5.75E+00	3.27E+00	1.61E+00	2.59E+03	Am	۱۰
2.99E+00	7.75E+00	1.38E+01	1.75E+01	1.28E+02	Cm	
2.37E-07	4.57E-07	9.70E-07	1.84E-06	3.85E-06	Cf	
2	2	2	2	55	Am	نسبت تولید ۱۰ به ۵
151	163	168	136	10	Cm	
7.25E+04	8.59E+04	1.10E+05	1.57E+05	2.90E+05	Cf	

افزایش قابل توجه میزان تولید رادیونوکلیدهای موردنظر با افزایش دوبرابری توان به‌روشنی از ۳ ردیف آخر جدول بالا قابل مشاهده است.

۳.۳. مقایسه میزان تولید



روش‌های تولید عناصر ترانس اورانیوم در توان ۵ مگاوات برای تعیین روش بهتر تولید در جدول ۶ آورده شده است.

جدول ۶. میزان جرم رادیونوکلیدها (گرم) برای پرتودهی سوخت مصرف‌شده و اورانیوم تهی شده در راکتور تحقیقاتی با توان‌های مختلف.

زمان خنک‌سازی (سال)					عنصر	نوع پرتودهی
۵۰	۲۵	۱۰	۴	.		
4.75E-01	3.81E-01	2.19E-01	1.10E-01	1.69E-02	Am	سوخت
1.26E-04	2.98E-04	5.13E-04	6.44E-04	2.70E-03	Cm	مصرف‌شده (۵۰)
3.55E-13	3.82E-13	4.09E-13	4.11E-13	9.94E-14	Cf	(مصرف سوخت)
8.68E-01	6.96E-01	4.00E-01	2.02E-01	3.24E-02	Am	
2.51E-04	5.94E-04	1.02E-03	1.28E-03	5.42E-03	Cm	اورانیوم تهی شده
6.48E-13	6.97E-13	7.46E-13	7.49E-13	1.78E-13	Cf	
1.8	1.8	1.8	1.8	1.9	Am	اورانیوم تهی شده
2.0	2.0	2.0	2.0	2.0	Cm	نسبت به سوخت
1.8	1.8	1.8	1.8	1.8	Cf	مصرف‌شده

همان‌طور که از جدول بالا برای ۳ رادیونوکلید موردنظر دیده می‌شود، میزان رادیونوکلیدهای تولیدی برای زمانی که از هدف اورانیوم تهی شده استفاده می‌شود، حدود ۲ برابر رادیونوکلیدهای تولیدی به هنگام استفاده از سوخت مصرفی راکتور تحقیقاتی نوعی است.

۴. نتیجه‌گیری

محاسبات مربوط به تولید رادیونوکلیدهای ترانس اورانیوم آمریسیم، کوریم و کالیفرنیم با استفاده از سوخت‌های پرتودیده یک راکتور تحقیقاتی نوعی با دو توان متفاوت ۵ و ۱۰ مگاوات و نیز پرتودهی اورانیوم تهی شده در این راکتور تحقیقاتی انجام شده است. محاسبات با در نظر گرفتن برخی تقریب‌ها و ساده‌سازی‌ها برای دو توان متفاوت راکتور تحقیقاتی نشان‌دهنده افزایش قابل توجه رادیونوکلیدها در توان‌های بالاتر این راکتور است. میزان کوریم تولیدی در هنگام پایان پرتودهی بیشینه مقدار ممکن است و با گذشت زمان از مقدار آن کم می‌شود. برخلاف کوریم، میزان آمریسیم و کالیفرنیم تولیدی پس از پایان پرتودهی بیشینه نبوده و با افزایش زمان خنک‌سازی افزایش می‌یابد. همچنین نتایج محاسبات نشان می‌دهد که مقدار تولید کالیفرنیم-۲۵۲ با استفاده از سوخت مصرفی و هدف اورانیوم تهی شده در راکتور تحقیقاتی ناچیز است.

۵. تشکر و قدردانی

از آنجاکه کار حاضر نتیجه انجام پروژه برون پژوهشگاهی با شرکت پارس ایزوتوپ است بر خود لازم می‌دانیم از همکاری صمیمانه همکاران آن مجموعه جهت پیشبرد پروژه حاضر تقدیر و تشکر نماییم.

۶. مراجع

1. Hennelly, E. J. (1972) in Radioisotope Engineering (ed. G. G. Eichholz), Marcel Dekker, New York, pp. 44-134.
2. Morss, L.R., Edelstein, N.M, Fuger. (2006) Americium in: The Chemistry of the Actinide and Transactinide Elements (third edition), pp: 1265-1395.
3. Robinson, S.M., et al., Production of Cf-252 and other transplutonium isotopes at Oak Ridge National Laboratory. Radiochimica Acta, 2020. 108(9): p. 737-746.
4. King, L. and E. Collins, SUMMARY OF THE CAMPAIGN DURING FEBRUARY 1969 TO PROCESS SIX IRRADIATED HFIR TARGETS IN THE TRANSURANIUM PROCESSING PLANT. 1971, Oak Ridge National Lab., Tenn.
5. Waters, L.S., 2002. MCNPX user's manual. Los Alamos National Laboratory, 124.
6. IM J, B., ORIGEN-The ORNL Isotope Generation and Depletion Code. ORNL-7628, Oak Ridge National Laboratory, 1973.
7. Wilson, W. B., T. R. England, M. Herman, R. E. MacFarlane, and D. W. Muir. "CINDER'90 code for transmutation calculations." In CONFERENCE PROCEEDINGS-ITALIAN PHYSICAL SOCIETY, vol. 59, pp. 1454-1457. EDITRICE COMPOSITORI, 1997.
8. Bokhari, Ishtiaq Hussain, and Tariq Mahmood. "Engineered safety feature, an emergency core cooling system at Pakistan research reactor-1." Annals of Nuclear Energy 35, no. 6 (2008): 1167-1170.
9. . Khan, R., Ali, M.R., Babar, M.A., Stummer, T. and Boeck, H., 2017. Safety Parameters of the Pakistan Research Reactor-1. In Research Reactors: Safe Management and Effective Utilization. Summary of an International Conference. Companion CD-ROM.
10. Mahmood, Tayyab, Ishtiaq Hussain Bokhari, Masood Iqbal, Tariq Mahmood, Naseer Ahmed, and Muhammad Israr. "Performance evaluation/analysis of Pakistan Research Reactor-1 (PARR-1) current core configuration." Progress in Nuclear Energy 53, no. 6 (2011): 729-735.