مقاله پژوهشی

مجله سنجش و ایمنی پرتو، جلد ۱۲، شمارهٔ ٤، زمستان ۱٤۰۲، صفحه ۱۹۱-۱۹۹

تاریخ دریافت مقاله: ۱٤۰۲/۰٤/۲۰، تاریخ پذیرش مقاله: ۱٤۰۲/۱۲/۱٦

امکان سنجی تولید عناصر ترانس اورانیوم در یک راکتور تحقیقاتی نوعی

احسان بوستانی[۱]، محمد قنادی مراغه[۲]، ساره عماری اله یاری[۲]* و امیر چرخی[۲]

[۱] پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، تهران، ایران.

[۲] پژوهشکده چرخه سوخت هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، تهران، ایران.

*ایران، تهران، انتهای کارگر شمالی، سازمان انرژی اتمی ایران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده چرخه سوخت هسته‌ای، صندوق پستی ۱٤۳۹۹٥٥۹۳۳.

پست الکترونیکی: sammari@aeoi.org.ir

چکیده

تولید ایزوتوپ‌های ترانس اورانیوم مثل آمرسیم-۲٤۱ و کالیفرنیم-۲٥۲ 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 به‌سزایی برخوردار است. در کار حاضر ابتدا امکان تولید این نوکلیدها با استفاده از سوخت‌های پرتودیده راکتور تحقیقاتی نوعی برای دو توان ٥ و ۱۰ مگاوات با استفاده از کد ORIGEN انجام شده است. در بخشی دیگر، محاسبات برای هدف اورانیوم تهی شده پرتودیده، 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 ٥ مگاوات است. همچنین، میزان تولید رادیونوکلیدها در پرتودهی هدف اورانیوم تهی شده حدود ۲ برابر رادیونوکلیدهایی است که به‌هنگام استفاده از سوخت پرتودیده راکتور تحقیقاتی ٥ مگاوات تولید می‌شود.

کلیدواژگان راکتور تحقیقاتی، عناصر ترانس اورانیوم، کد ORIGEN.

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 گرما الکتریکی کوچک مورد استفاده در جستجوی فضایی، به‌کار می‌رود. آمرسیم-۲٤۱ انرژی گامای غالب ٦۰ کیلوالکترون‌ولت و نیز واپاشی آلفا دارد. این ایزوتوپ برای اندازه‌گیری و کنترل ضخامت بسیاری از مواد صنعتی، تشخیص ناهنجاری‌های تیروئید و آشکارسازهای دود به‌کار می‌رود. این رادیونوکلید در صورت ترکیب با برلیم، تعداد $۱۰^{۱۷}$ نوترون بر ثانیه به‌ازای هر گرم گسیل می‌کند. این مخلوط در طراحی چشمه‌ها به‌کار رفته و این چشمه‌ها در سرتاسر دنیا برای پایش میزان نفت تولیدی از چاه‌های نفت استفاده می‌شوند. کالیفرنیم-۲٥۲ یک چشمه

نوترونی قوی است که هر گرم آن تعداد $۲/۳ \times ۱۰^{۱۲}$ نوترون در ثانیه گسیل می‌کند. این ایزوتوپ به‌عنوان چشمه در آنالیز فعال‌سازی نوترونی[1] و اکتشاف منابع آب و نفت استفاده می‌شود. این ایزوتوپ همچنین در رادیوگرافی نوترون، آشکارسازی مواد نیتروژن‌دار در فرودگاه‌ها و پرتودهی تومورهایی که به‌کارگیری گاما برای آن‌ها خیلی مؤثر نیست، به‌کار می‌رود. مهم‌ترین کاربرد صنعتی کالیفرنیم، استفاده از آن به‌عنوان چشمه در راکتورهای هسته‌ای است [۱،۲].

به‌طورکلی، اهداف پرتودهی مثل پلوتونیم، آمرسیم یا کوریم به‌صورت اهداف در غلاف آلومینیومی، سرمت با ماتریس آلومینیومی آماده می‌شوند. اهداف در راکتور ایزوتوپی شار بالا[2] پرتودهی می‌شوند، جایی که این عناصر در یک سری فرایندهای جذب نوترون‌ها و واپاشی بتا به ایزوتوپ‌های سنگین‌تر ^{۲۴۹}Bk، ^{۲۵۲}Cf، ^{۲۵۳}Es و ^{۲۵۷}Fm تبدیل می‌شوند. پس از پرتودهی، اهداف پرتودهی شده تا چندین ماه نگهداری می‌شوند تا واپاشی کنند و محصولات شکافت و فعال‌سازی کوتاه عمر حذف شوند. سپس اهداف برای جداسازی شیمیایی، خالص‌سازی و بسته‌بندی محصولات ترانس پلوتونیم جهت توزیع به مرکز منتقل می‌شوند [۳،٤].

تاکنون در دنیا تحقیقات گسترده‌ای در زمینه امکان‌سنجی تولید و جداسازی عناصر ترانس اورانیم از سوخت هسته‌ای مصرف شده صورت گرفته است. برای مثال هلگی و همکارانش[3] (۲۰۰٦ و ۲۰۱۰) به بررسی میزان حضور هسته‌های ترانس اورانیوم در پسماندهای نیروگاه‌های هسته‌ای و به‌طور خاص ایزوتوپ‌های ^{۲۳۸}Pu، ^{۲۳۹}Pu، ^{۲٤۰}Pu، ^{۲٤۲}Cm، ^{۲٤٤}Cm و ^{۲٤۱}Am پرداختند. مک دیویت و همکارانش[4] (۲۰۰۷) در رابطه با ساخت سوخت‌های هسته‌ای سرمت از طریق تبدیل ایزوتوپ‌های ترانس اورانیم مطالعاتی انجام دادند، در حالی‌که گزمان و همکارانش[5] (۲۰۱۰) سمیت و بازیابی عناصر ترانس اورانیم را در انواع مختلف مجتمع‌های سوخت ناهمگن برای راکتورهای آب جوشان بررسی نمود. رابینسون و همکارانش[6] در سال (۲۰۲۰) تولید Cf-۲۵۲ و دیگر ایزوتوپ‌های ترانس پلوتونیوم را در آزمایشگاه ملی Oak Ridge بررسی کردند و کاربردهای صنعتی و تحقیقاتی آن‌ها را مد نظر قرار دادند [۳و۵-۷]. از آن‌جا که استفاده مؤثر از این عناصر جز با جداسازی آن‌ها پس از تولید محقق نمی‌شود، لذا تحقیقات گسترده‌ای نیز در رابطه با روش‌های پیشرفته جداسازی این عناصر از سوخت مصرف شده و اهداف پرتودهی شده داخل راکتور صورت گرفته است [۸-۱۲]. این مطالعات در مجموع به درک تولید ترانس اورانیوم از سوخت هسته‌ای مصرف شده و اهداف پرتودهی شده، پتانسیل تبدیل و ملاحظات ایمنی مربوط به پرتوزایی آن‌ها کمک شایانی می‌کند.

در کشور ما تاکنون در زمینه تولید چنین رادیوایزوتوپ‌های با ارزش و پر کاربردی اقدامی صورت نگرفته است. در حالی‌که تحقیق و توسعه در زمینه چگونگی تولید، جداسازی و خالص‌سازی آن‌ها از لحاظ فناوری از اهمیت به‌سزایی برخوردار است. در حال حاضر هدف اورانیومی پرتودیده در راکتور تحقیقاتی و سوخت پرتودیده راکتورهای تحقیقاتی و قدرت متداول ۱۰۰۰ مگاواتی مهم‌ترین منابع موجود برای استحصال این عناصر است. در این پژوهش، امکان تولید عناصر آمرسیم-۲٤۱ و کالیفرنیم-۲۵۲ از سوخت پرتودیده یک راکتور تحقیقاتی نوعی و پرتودهی اورانیوم تهی شده به‌منظور بهینه‌سازی شرایط تولید این عناصر صورت گرفته است. میزان تولید عناصر ترانس اورانیوم از سوخت پرتودیده راکتور تحقیقاتی در دو توان ۵ و ۱۰ مگاوات و نیز از هدف اورانیوم تهی‌شده محاسبه شده است.

[1] Neutron Activation Analysis, NAA
[2] High Flux Isotope Reactor, HFIR
[3] Hölgye et al.
[4] McDeavitt et al.
[5] Guzmán et al.
[6] Robinson et al.

۲. روش کار

پژوهش با در نظر گرفتن برخی تقریب‌ها و ساده‌سازی‌ها 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، باتوجه به نیمه‌عمرهای قابل توجه رادیونوکلیدهای مورد نظر، این ساده‌سازی‌ها نمی‌تواند سبب بروز خطای قابل‌ملاحظه‌ای در محاسبات شود و می‌توان با حد اطمینان بالایی از این نتایج استفاده کرد.

۱.۲ کد محاسباتی ORIGEN

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 شبیه‌سازی به روش مونت کارلو با استفاده از سطح مقطع‌های نقطه‌ای، اطلاعات ارزشمندی پیرامون مسئله بیان می‌کند که دستیابی به آن‌ها با روش‌های دیگر به‌راحتی امکان‌پذیر نمی‌باشد. کدهای متعددی از جمله MCNPX، ORIGEN و CINDER برای محاسبات مصرف سوخت استفاده می‌گردد [۱۳،۱٤،۱۵].

کد محاسباتی ORIGEN برای محاسبات مصرف سوخت، فروپاشی و بررسی میزان پرتوزایی طراحی و توسعه داده شده است. کاربرد اصلی این کد در به‌دست آوردن پرتوزایی سوخت، توان حرارتی، میزان تولید پرتوهای گاما و نوترون و تعیین چگالی هسته‌ها در راکتورهای مختلف است. قابلیت‌هایی از جمله تعداد ایزوتوپ‌های موجود در سوخت مصرف شده، محصولات شکافت، ناخالصی‌های سوخت و نیز حل معادلات تولید و مصرف رادیوایزوتوپ‌ها در این کد وجود دارند. هسته‌ها به سه گروه محصولات فعال‌سازی، اکتنیدها و محصولات شکافت تقسیم می‌شوند.

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 برحسب گرم، پرتوزایی کل و پرتوزایی آلفا بر حسب کوری، توان حرارتی بر حسب وات، میزان جذب نوترون، میزان شکافت، شکافت آنی، واکنش (α,n) و تعداد فوتون‌ها در ۱۸ گروه انرژی است [۱٤].

ساختار کد شامل معرفی کتابخانه‌های سطح مقطع نوترون و واپاشی گاما برای محاسبات، دقت استفاده شده برای انجام محاسبات و قطع روندهای تکرار و همچنین دستورهای چاپ خروجی در چند خط ابتدای ورودی است. دستورات مربوط به مشخصات پرتودهی مثل چگالی توان راکتور، مدت زمان پرتودهی، الگوی کارکرد راکتور و مدت زمان واپاشی در ادامه نوشته می‌شود. درخواست ثبت خروجی‌های مورد نظر به همراه مواد ساختاری سوخت و غلاف نیز در خط‌های انتهای برنامه وارد می شود. در این مطالعه، تمام طیف انرژی که برای نوترون شامل نوترون‌های حرارتی تا ۲۰ مگاالکترون ولت و برای فوتون شامل فوتون‌های تا ۹/۵ مگا الکترون ولت است، در محاسبات در نظر گرفته شده‌اند.

۲.۲ راکتور تحقیقاتی

راکتور تحقیقاتی در نظر گرفته شده یک راکتور استخری با توان متوسط است که از آب سبک در آن به‌عنوان خنک‌کننده و بازتابنده استفاده می‌شود. برخی از مهم‌ترین مشخصات این راکتور در **Error! Reference source not found.** آمده است [۱٦].

جدول (۱): برخی مشخصات راکتور تحقیقاتی نوعی.

کمیت	مقدار
ابعاد مجموعه سوخت استاندارد[1] (mm)	۷۶/۹ × ۸۰/۱
ابعاد بیرونی صفحه سوخت (mm)	۶۵۵ × ۶۷ × ۱۵
ابعاد گوشت[2] (mm)	۶۱۵ × ۶۰ × ۷
تعداد صفحه سوخت مجموعه سوخت	۱۹
تعداد صحفه سوخت مجموعه سوخت	۱۴
وزن اورانیوم در هر صفحه سوخت (g)	۷۶
وزن اورانیوم ۲۳۵ در هر صفحه سوخت (g)	۱۵
غنای سوخت (٪)	۱۹/۷۵
شار حرارتی متوسط ($cm^{-2}s^{-1}$)	۲/۵ × ۱۰^{۱۳}
جنس سوخت	U_3O_8Al
جنس غلاف	Al ۶۰۶۱
گام شبکه (cm)	۸/۱ × ۷/۷۱
پهنای صفحه سوخت (میلی‌متر)	۶۷
چگالی اورانیوم در گوشت (gcm^{-3})	۴/۷۶

برای انجام محاسبات مصرف سوخت، اطلاع از چیدمان قلب و مواد تشکیل‌دهنده آن ضروری است. چیدمان قلب استفاده شده دارای ۲۸ مجموعه سوخت استاندارد[3] و ۵ مجموعه سوخت کنترلی[4] 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.

ارتقای توان راکتور تحقیقاتی یک فرایند پیچیده و حساس است که علاوه بر نیازمندی به محاسبات مهندسی و هسته‌ای دقیق و جامع، نیازمند دریافت مجوزهای لازم از واحدهای قانونی است. با این حال و به‌طور خلاصه، مهم‌ترین محاسبات و ملاحظاتی که برای ارتقای توان نیاز است شامل محاسبات نوترونیک، ترموهیدرولیک، حفاظ، ایمنی، تحلیل حوادث، برق و ابزار دقیق و ملاحظات امنیتی است. در صورت افزایش توان راکتور به بالاتر از مقدار مشخصی، تجهیز راکتور به قابلیت‌های ایمنی مهندسی شده مثل سیستم خنک‌کنندگی اضطراری قلب از جمله مهم‌ترین موارد است که بایستی در نظر گرفته شود.

۳.۲ اعتبارسنجی کد محاسباتی

اعتبارسنجی کد محاسبات مصرف سوخت ORIGEN با مقایسه خروجی کد برای محاسبه رادیونوکلیدهای قلب راکتور تحقیقاتی نوعی با گزارش تحلیل ایمنی آن انجام شده است. جمله‌های چشمه مربوط به قلب تعادلی شامل ۲۸ مجموعه سوخت استاندارد برای ۲۹۵ روز کارکرد قلب در قدرت ۵ مگاوات محاسبه و در گزارش تحلیل ایمنی راکتور آمده است [۱۶]. وزن اورانیوم ۲۳۵، ۲۳۸، اکسیژن و آلومینیوم برای این قلب به‌ترتیب ۷۹۸۵، ۳۲۴۴۷، ۷۱۷۱ و ۱۷۰۵۵ گرم است. همین جمله‌ها دوباره محاسبه و برای مقایسه در **Error! Reference source not found.** آمده است.

جدول (۲): جمله های چشمه برای قلب تعادلی.

چشمه	فعالیت (کوری)		اختلاف
	گزارش	محاسبه	(٪)
محصولات فعال‌سازی	۳ × ۱۰^{۵}	۳/۰۳ × ۱۰^{۵}	۰/۰۱٪
اکتنیدها و دختران	۸ × ۱۰^{۵}	۸/۱۱ × ۱۰^{۵}	۰/۰۱٪
پاره‌های شکافت	۲/۳۷ × ۱۰^{۷}	۲/۳۶ × ۱۰^{۷}	۰

همان‌گونه که از نتایج داده شده در جدول بالا برای محاسبات کد دیده می‌شود، اختلاف بین محاسبه و اسناد بسیار کم است که نشان‌دهنده هم‌خوانی بسیار خوب بین خروجی کد و اسناد راکتور است. از این رو، روش انتخاب شده برای استفاده از کد ORIGEN در به‌دست آوردن جمله‌های چشمه درست و معتبر است.

[1] Standard Fuel Element, SFE
[2] Meat
[3] Standard Fuel Element, SFE
[4] Control Fuel Element, CFE

۳. نتایج

۱.۳ سوخت پرتودیده در راکتور تحقیقاتی

محاسبات برای دو توان مختلف ۵ و ۱۰ مگاوات در راکتور تحقیقاتی نوعی انجام شده است. در برخی از کشورها از جمله پاکستان (راکتور تحقیقاتی شماره ۱ پاکستان) توان راکتور ارتقا داده شده و از ۵ به ۱۰ مگاوات افزایش داده شده است [۱۸،۱۷]. از این‌رو، امکان ارتقای توان راکتور تحقیقاتی نوعی وجود دارد. بنابراین، پرتودهی سوخت مصرف شده در راکتور تحقیقاتی نوعی در توان ۱۰ مگاوات دور از انتظار نبوده و از این رو بررسی شده است. امکان درنظر گرفتن مشخصات دقیق قلب ارتقا یافته به‌دلیل متغیرهای موجود مثل نوع سوخت استفاده شده وجود ندارد.

۱.۱.۳ توان ۵ مگاوات

محاسبات برای راکتور با سوخت صفحه‌ای در توان ۵ مگاوات نیز انجام شده است. میزان تولید رادیونوکلیدهای آمرسیم-۲۴۱ با نیمه عمر ۴۳۲/۲ سال و کالیفرنیم-۲۵۲ با نیمه عمر ۲/۶۵ سال بر حسب گرم در **Error! Reference source not found.** آمده است. باتوجه معیارهای ایمنی و بهره‌برداری موجود در راکتورهای تحقیقاتی، بیش‌ترین میزان مصرف سوخت در محدوده ٪۵۰ است که در این زمان بایستی نسبت به خروج سوخت موردنظر از قلب اقدام و سوخت جدید وارد قلب گردد. به‌همین دلیل در این مقاله بیش‌ترین زمان ممکن پرتودهی یک بسته سوخت ۷۵۰ روز درنظر گرفته شده که معادل با بیشینه مصرف ٪۵۰ 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 درنظر گرفته شده لحاظ شود. برنامه کاری راکتور به‌صورت ۲۹/۴ روز کار در توان ۵ مگاوات و ۰/۶ روز خاموشی درنظر گرفته شده است. یادآوری می‌شود که مدت زمان لازم برای رسیدن به میزان مصرف سوخت ٪۵۰ حدود ۷۵۰ روز است. به‌عبارت دیگر، مقادیر گزارش شده در ستون اول برای پرتودهی به مدت ۷۵۰ روز است.

جدول (۳): میزان تولید رادیونوکلیدها برحسب گرم در راکتور تحقیقاتی نوعی.

رادیونوکلید	خنک‌سازی (سال)				
	۰	۴	۱۰	۲۵	۵۰
^{241}Am	1.05E-02	1.04E-01	2.12E-01	3.74E-01	4.69E-01
^{243}Am	6.22E-03	6.22E-03	6.22E-03	6.21E-03	6.20E-03
Am	1.69E-02	1.10E-01	2.19E-01	3.81E-01	4.75E-01
^{242}Cm	1.96E-03	4.39E-06	4.12E-07	3.84E-07	3.43E-07
^{244}Cm	7.02E-04	6.02E-04	4.79E-04	2.70E-04	1.04E-04
Cm	2.70E-03	6.44E-04	5.13E-04	2.98E-04	1.26E-04
^{252}Cf	3.29E-15	1.15E-15	2.38E-16	4.62E-18	6.48E-21
Cf	9.94E-14	4.11E-13	4.09E-13	3.82E-13	3.55E-13

همان‌گونه که از جدول بالا قابل مشاهده است، میزان تولید آمریسیم-۲۴۱ در زمان‌های پس از پرتودهی اضافه شده و تولید رادیونوکلید کالیفرنیوم (Cf) پس از ۴ سال خنک‌سازی به مقدار بیشینه می‌رسد، در حالی‌که بیشترین میزان تولید کوریم در زمان پایان پرتودهی اتفاق می‌افتد.

۲.۱.۳ توان ۱۰ مگاوات

ازآن‌جاکه ارتقای توان در راکتورهای شبیه به راکتور تحقیقاتی نوعی انجام شده است، محاسبات برای توان ۱۰ مگاوات انجام شده است. محاسبات با این فرض انجام شده که تغییر قابل ملاحظه‌ای در چیدمان قلب ایجاد نشود و در نتیجه این ارتقای توان در راکتور، به‌همین 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 درنظر 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 $۱۰^{۱۳} \times ۵$ و شار بیشینه $۱۰^{۱٤} \times ۲$ گزارش شده که تقریباً ۲ برابر شار کنونی راکتور تحقیقاتی نوعی است [۱۹]. نتایج محاسبات برای میزان رادیونوکلیدهای تولیدی در این حالت از قلب برای یک مجموعه سوخت استاندارد با ۷۵۰ روز کارکرد راکتور در ۱۰ مگاوات محاسبه و در **Error! Reference source not found.** آمده است.

جدول (٤): میزان تولید رادیونوکلیدها در راکتور تحقیقاتی نوعی با توان ۱۰ مگاوات.

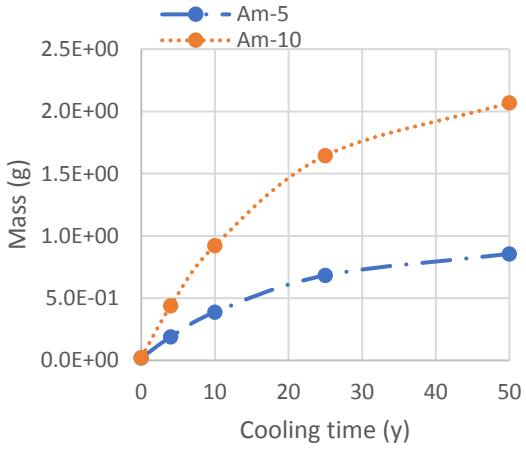
رادیونوکلید	خنک‌سازی (سال)				
	۰	٤	۱۰	۲۵	۵۰
^{۲٤۱}Am	5.31E-03	9.89E-02	2.08E-01	3.72E-01	4.67E-01
^{۲٤۳}Am	6.18E-03	6.18E-03	6.18E-03	6.17E-03	6.16E-03
Am	1.15E-02	1.05E-01	2.14E-01	3.78E-01	4.73E-01
^{۲٤۲}Cm	1.20E-03	2.66E-06	2.07E-07	1.93E-07	1.72E-07
^{۲٤٤}Cm	6.98E-04	5.99E-04	4.76E-04	2.68E-04	1.03E-04
Cm	1.90E-03	6.02E-04	4.76E-04	2.68E-04	1.03E-04
^{۲۵۲}Cf	3.38E-15	1.18E-15	2.44E-16	4.75E-18	6.64E-21
Cf	8.48E-14	4.05E-13	4.03E-13	3.76E-13	3.49E-13

همان‌گونه که از نتایج جدول (۵) دیده می‌شود، مطابق روندهای مربوط به تولید در راکتور ۵ مگاواتی، تولید آمریسیم پس از خاموشی راکتور اضافه می‌شود، درحالی‌که این روند برای کوریم و کالیفرنیوم-۲۵۲ معکوس بوده و بیشینه تولید مربوط به زمان خاموشی راکتور است. برای رادیونوکلید کالیفرنیوم، که شامل همه ایزوتوپ‌های کالیفرنیوم است، نیز روند تولید پس از ٤ سال خنک‌سازی به مقدار بیشینه رسیده و پس از آن شروع به کاهش می‌کند.

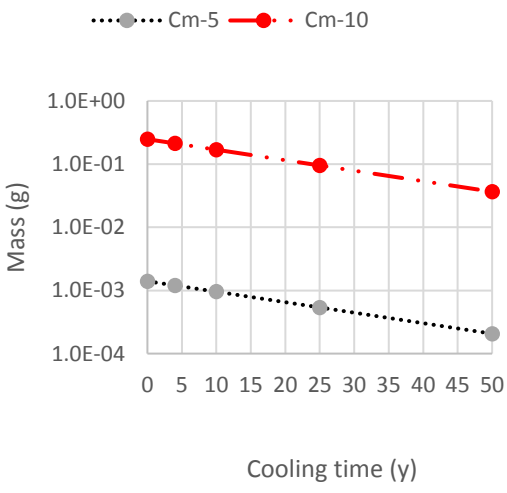
با افزایش توان راکتور از ۵ به ۱۰ مگاوات درصورتی‌که زمان پرتودهی کوتاه‌تر نشود، سبب افزایش قابل‌توجه رادیونوکلیدهای تولیدی خواهد شد. به‌عبارت دیگر، درصورتی‌که مدت زمان مصرف سوخت در راکتور ۱۰ مگاواتی نصف این مدت زمان در راکتور ۵ مگاواتی باشد، رادیونوکلیدهای تولیدی در راکتوری با توان نامی ۵ یا ۱۰ مگاوات تفاوت چندانی با هم ندارد.

۳.۱.۳. مقایسه رادیونوکلیدهای تولیدی

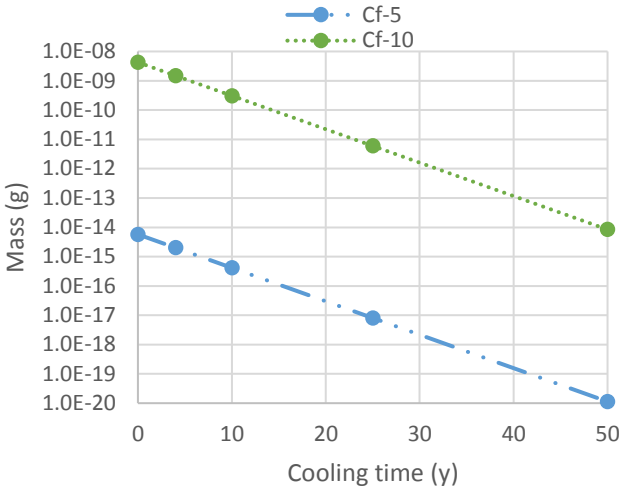
مقدار رادیونوکلیدهای آمرسیم-۲٤۱، کوریم-۲٤۲ و کالیفرنیم-۲۵۲ تولید شده بر حسب گرم با استفاده از سوخت پرتودیده در توآن‌های ۵ و ۱۰ مگاوات در شکل (۱ تا شکل آمده است. مدت زمان و شار نوترونی در راکتور ۱۰ مگاوات ۲ برابر راکتور ۵ مگاوات است.



شکل (۱). مقدار آمرسیم-۲٤۱ تولید شده در سوخت پرتودیده با توان‌های ۵ و ۱۰ مگاوات.



شکل (۲). مقدار کوریم-۲٤۲ تولید شده در سوخت پرتودیده با توان‌های ۵ و ۱۰ مگاوات.



شکل (۳). مقدار کالیفرنیم-۲۵۲ تولید شده در سوخت پرتودیده با توان‌های ۵ و ۱۰ مگاوات.

همان‌گونه که از شکل‌های داده شده در بالا دیده می‌شود، تولید رادیونوکلیدهای مورد نظر در هر دو راکتور از یک الگوی یکسان پیروی می‌کند، اما میزان تولید این رادیونوکلیدها در راکتوری با توان ۱۰ مگاوات به‌طور قابل توجهی بیشتر از یک راکتور ۵ مگاوات است که نشان‌دهنده بازدهی بسیار بیش‌تر راکتورهای با توان بالاتر در تولید عناصر ترانس اورانیوم است.

۲.۳ هدف اورانیومی در راکتور تحقیقاتی نوعی

محاسبات میزان تولید 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 (۱ آمده است. پرتودهی هدف مورد نظر در راکتور در مدت زمان ۷۵۰ روز انجام شده است.

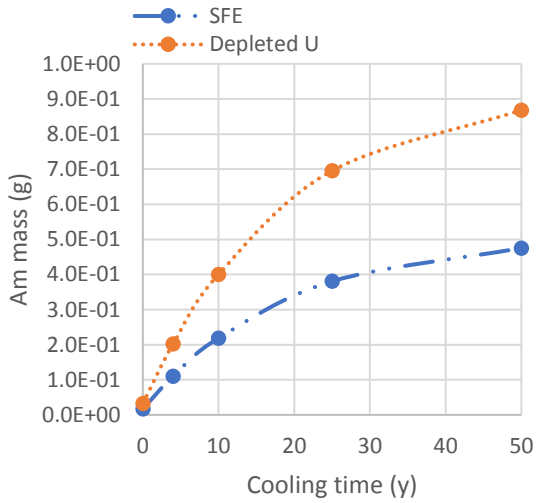
افزایش قابل‌توجه میزان تولید رادیونوکلیدهای مورد نظر با افزایش دو برابری توان به‌روشنی از ۳ ردیف آخر جدول بالا قابل‌مشاهده است که این نشان‌دهنده اهمیت فراوان در اختیار داشتن راکتورهای با توان بالاتر برای تولید عناصر ترانس اورانیوم است.

جدول (۱). مقدار رادیونوکلیدهای تولیدی برای پرتودهی اورانیوم تهی شده در توان‌های ۵ و ۱۰ مگاوات.

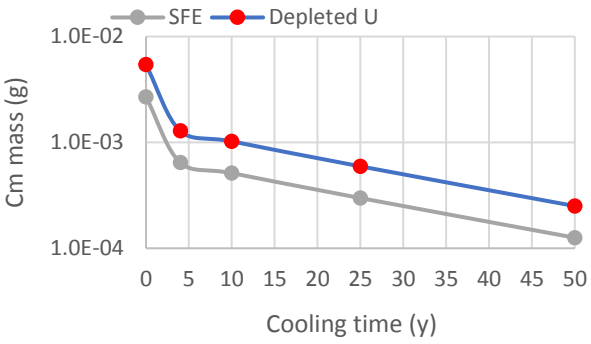
توان (مگاوات)	عنصر	زمان خنک‌سازی (سال) ۰	٤	۱۰	۲۵	۵۰
۵	Am	3.24E-02	2.02E-01	4.00E-01	6.96E-01	8.68E-01
	Cm	5.42E-03	1.28E-03	1.02E-03	5.94E-04	2.51E-04
	Cf	1.78E-13	7.49E-13	7.46E-13	6.97E-13	6.48E-13
۱۰	Am	5.06E-01	9.22E-01	1.41E+00	2.13E+00	2.55E+00
	Cm	2.96E-01	2.28E-01	1.84E-01	1.10E-01	5.11E-02
	Cf	1.98E-08	5.32E-08	5.11E-08	4.64E-08	4.25E-08
نسبت تولید ۱۰ به ۵	Am	16	5	4	3	3
	Cm	55	178	180	185	204
	Cf	1.12E+05	1.11E+04	6.85E+04	6.66E+04	6.56E+04

۳.۳ مقایسه میزان تولید

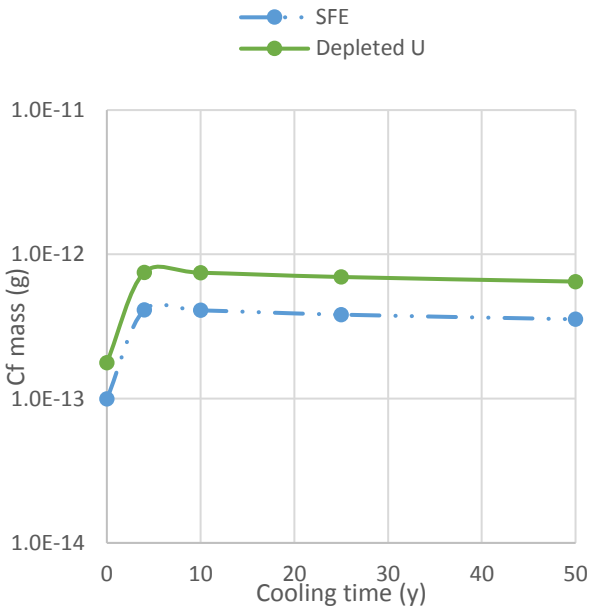
مقایسه روش‌های تولید عناصر ترانس اورانیوم بررسی شده در قسمت‌های قبلی برای تعیین روش بهتر انجام و در شکل (۲ تا شکل آورده شده است.



شکل (۲). میزان تولید آمریسیم از سوخت پرتودیده و هدف اورانیوم تهی شده راکتور تحقیقاتی نوعی.



شکل (۳). میزان تولید کوریم از سوخت پرتودیده و هدف اورانیوم تهی شده راکتور تحقیقاتی نوعی.



شکل (٦). میزان تولید کالیفرنیوم از سوخت پرتودیده و هدف اورانیوم تهی شده راکتور تحقیقاتی نوعی.

همان‌طورکه از نمودارهای داده شده در شکل‌های بالا برای ۳ رادیونوکلید موردنظر دیده می‌شود، تولید این رادیونوکلیدها با استفاده از سوخت پرتودیده و هدف اورانیومی تهی‌شده از یک الگو پیروی می‌کند. از طرفی، رادیونوکلیدهای تولیدی برای زمانی که از هدف اورانیوم تهی شده استفاده می‌شود، حدود ۲ برابر رادیونوکلیدهای تولیدی به‌هنگام استفاده از سوخت مصرفی راکتور تحقیقاتی ۵ مگاواتی است. به‌عبارت دیگر، در صورتی‌که امکان تولید و پرتودهی اهداف اورانیومی در راکتور وجود داشته باشد، بازدهی تولید به‌میزان قابل‌توجهی اضافه خواهد شد.

٤. نتیجه‌گیری

محاسبات مربوط به تولید رادیونوکلیدهای ترانس اورانیوم آمریسیم، کوریم و کالیفرنیوم با استفاده از سوخت‌های پرتودیده راکتور تحقیقاتی نوعی با دو توان متفاوت ۵ و ۱۰ مگاوات و نیز پرتودهی اورانیوم تهی شده در راکتور تحقیقاتی نوعی انجام شده است. محاسبات با در نظر گرفتن برخی تقریب‌ها و ساده‌سازی‌ها برای دو توان متفاوت راکتور تحقیقاتی نوعی نشان‌دهنده افزایش قابل‌توجه رادیونوکلیدها در توآن‌های بالاتر این راکتور است.

میزان کوریم تولیدی در هنگام پایان پرتودهی بیشینه مقدار ممکن است و با گذشت زمان از مقدار آن کم می شود. برخلاف کوریم، میزان آمریسیم و کالیفرنیوم 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 نوعی ناچیز است.

۵. تشکر و قدردانی

از آن‌جا که کار حاضر نتیجه انجام پروژه برون پژوهشگاهی با شرکت پارس ایزوتوپ است، برخود لازم می‌دانیم از همکاری صمیمانه همکاران آن مجموعه جهت پیشبرد پروژه حاضر تقدیر و تشکر نماییم.

۵. مراجع

1. G. G. Eichholz. Radioisotope Engineering. *Am. J. Phys. Med. Rehabil*. 53 (6) (1974) 301.
2. W. H. Runde, W. W. Schulz. Americium. in: L. R. Morss, N. M. Edelstein, J. Fuger, J. Katz. *The Chemistry of the Actinide and Transactinide Elements* (Volumes 1-5). Springer (2006) 1265-1395.
3. S. M. Robinson, D. E. Benker, E. D. Collins, J. G. Ezold, J. R. Garrison, S. L. Hogle. Production of Cf-252 and other transplutonium isotopes at Oak Ridge National Laboratory. *Radiochim. Acta*. 108 (9) (2020) 737-746.
4. S. M. Robinson, B. D. Patton, M. Du, N. A. Quintero, N. Bridges. Processing and disposition of special actinide target materials. Oak Ridge National Lab (ORNL). TN (United States), 2017.
5. Z. Hölgye, R. Filgas. Almost twenty years'search of transuranium isotopes in effluents discharged to air from nuclear power plants With VVER reactors. *Health phys*. 90 (2006) 328-336.
6. S. McDeavitt, A. Parkison, A. Totemeier, J. Wegener. Fabrication of cermet nuclear fuels designed for the transmutation of transuranic isotopes. In: materials science forum. *Trans Tech Publ*. (2007) 1733-1736.
7. J. Guzmán, G. Espinosa-Paredes, J. François, C. Martín-del-Campo. A. Nuñez-Carrera. Radiotoxicity of transuranics recycling in heterogeneous fuel assemblies for boiling water reactors. *Prog. Nucl. Energy*. 52 (2010) 698-706.
8. Y. Sasaki, K. Morita, M. Matsumiya, M. Nakase. Simultaneous separation of Am and Cm from Nd and Sm by multi-step extraction using the TODGA-DTPA-BA-HNO3 system. *Radiochim. Acta*. 108 (2020) 689-699.
9. J. M. Gogolski, P. R. Zalupski, T. S. Grimes, M. P. Jensen. Neptunium extraction by N, N-dialkylamides. *Radiochim Acta*. 108 (2020) 707-716.
10. Z. Wang, X. Dong, Q. Yan, J. Chen, C. Xu. Separation of americium from curium through oxidation state control with record efficiency. *Anal. Chem*. 94 (2022) 7743-7746.
11. X. -Q. Deng, S. -G. Zhou. Examination of promising reactions with Am 241 and Cm 244 targets for the synthesis of new superheavy elements within the dinuclear system model with a dynamical potential energy surface. *Phys. Rev*. 107 (2023) 014616.
12. Y.-l. Wang, F. F. Li, Z. Xiao, C. Z. Wang, Y. Liu, W. Q. Shi, H. He. Experimental and theoretical studies on the extraction behavior of Cf (iii) by NTAamide (C8) ligand and the separation of Cf (iii)/Cm (iii). *RSC. Adv*. 13 (6) (2023) 3781-3791.
13. D. Pelowitz. MCNP6 User's Manual (Los Alamos National Laboratory). LACP-00634. May, 2013.
14. M. Bell. "ORIGEN: the ORNL isotope generation and depletion code. (Oak Ridge National Lab. (ORNL), Oak Ridge, TN (United States), 1973.
15. W. Wilson, T. England, M. Herman, R. MacFarlane, D. Muir, in Conference Proceedings-Italian Physical Society. (Editrice Compositori) 59 (1997) 1454-1457.
16. AEOI, TRR Safety Analysis Report. Safety Analysis Report for Tehran Research Reactor, Atomic Energy Organization of Iran, 2011.
17. I. H. Bokhari, T. Mahmood. Engineered safety feature, an emergency core cooling system at Pakistan research reactor-1. *Annal. Nucl. Energy*. 35 (2008) 1167-1170
18. R. Khan, M. Ali, M. Babar, T. Stummer, H. Boeck. Safety Parameters of the Pakistan Research Reactor-1. In Research Reactors: Safe Management and Effective Utilization. Summary of an International Conference. Companion CD-ROM, 2017.
19. T. Mahmood, I. H. Bokhari, M. Iqbal, N. Ahmed, M. Israr. Performance evaluation/analysis of Pakistan Research Reactor-1 (PARR-1) current core configuration. *Prog. Nucl. Energy*. 53 (6) (2011) 729-735.