

محاسبات مصرف سوخت و پارامترهای نوترونیک مربوط به رآکتورهای آب سنگین تحقیقاتی با سوخت اورانیوم-توریوم توسط کد MCNPX

هادی شامرادی فر^{۱*}، بهزاد تیموری^۲، احمد شیرانی^۳، پرویز پرورش^۱ و سعید محمدی^۱

^۱دانشگاه پیام نور، گروه فیزیک، تهران، ایران.

^۲شرکت سوخت رآکتورهای هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران، اصفهان، ایران.

^۳دانشکده فیزیک، دانشگاه صنعتی اصفهان، اصفهان، ایران.

*تهران، دانشگاه پیام نور، گروه فیزیک، کدپستی: ۳۶۹۷-۱۹۳۹۵

پست الکترونیکی: h.shamoradifar@gmail.com

چکیده

یکی از مهم‌ترین مشخصه‌های رآکتورهای آب سنگین، تولید مقدار زیاد پلوتونیوم در این نوع رآکتورها می‌باشد. این تحقیق امکان سنجی کاهش تولید پلوتونیوم و دیگر اکتینیدها در یک رآکتور آب سنگین تحقیقاتی را توضیح می‌دهد. در میان روش‌های متعددی که برای کاهش تولید پلوتونیوم در رآکتورهای آب سنگین وجود دارد، در این تحقیق تمرکز بر تغییر سوخت از اورانیوم طبیعی به ترکیب اورانیوم-توریوم می‌باشد. لذا به این منظور ترکیبات مختلفی از سوخت اورانیوم-توریوم در محاسبات استفاده شد. سوخت اورانیوم طبیعی به عنوان سوخت مرجع به منظور مقایسه پارامترهای نوترونیک در رآکتور در نظر گرفته شده است. پارامترهای نوترونیک مربوط به هر سوخت توسط کد محاسباتی MCNPX2.6 محاسبه شده‌اند. نتایج محاسبات نشان می‌دهند که سوخت‌های اورانیوم-توریوم بر سوخت‌های اورانیومی برتری دارند به طوری که استفاده از سوخت‌های اورانیوم-توریوم در یک رآکتور آب سنگین به مقدار قابل توجهی (تا حدود ۹۰ درصد) تولید پلوتونیوم ۲۳۹ را در یک سال کار رآکتور، نسبت به یک رآکتور آب سنگین با سوخت اورانیوم طبیعی کاهش می‌دهد. همچنین کیفیت پسمان‌های هسته‌ای تولیدی با توجه به اینکه شامل مینور اکتینیدهای کم‌تری نسبت به سوخت اورانیوم طبیعی هستند، بهبود قابل توجهی می‌یابند.

کلیدواژگان: رآکتور آب سنگین، پارامترهای نوترونیک، مصرف سوخت، مینور اکتینیدها، مونت کارلو.

۱. مقدمه

های حرارتی بسیار کوچک است و لذا استفاده از اورانیوم طبیعی در این نوع رآکتورها، فرآیند غنی‌سازی را خود به خود حذف می‌کند. در رآکتورهای آب سنگین معمولاً به دلیل جذب

رآکتورهای آب سنگین دارای کندکننده آب سنگین می‌باشند. چنین رآکتورهایی می‌توانند با سوخت اورانیوم طبیعی بحرانی شوند، زیرا سطح مقطع جذب دوتریوم برای نوترون-

رادیواکتیویته بالای پسمان‌های با نیمه‌عمر بلند و همچنین انبار شدن بیش از حد پلوتونیوم ناشی از مصرف سوخت‌های اورانیومی اشاره کرد. اهمیت دیگری که برای یک سوخت توریومی مورد توجه است، عدم گسترش سلاح‌های اتمی می‌باشد. رآکتورهای اورانیومی پسمان‌های هسته‌ای بسیار زیادی تولید می‌کنند که به‌عنوان مواد در سلاح‌های هسته‌ای استفاده می‌شوند که خطر جدی برای امنیت جهان خواهد داشت.

با توجه به این مسائل با شروع توسعه تکنولوژی هسته‌ای، توریوم به‌عنوان سوخت بعد از اورانیوم در نظر گرفته شد و استفاده از چرخه سوخت بر پایه توریوم در مقیاس‌های کوچک در مقایسه با چرخه سوخت اورانیومی و پلوتونیومی مورد مطالعه قرار گرفت. در سال‌های ۱۹۶۰ و ۱۹۷۰ توسعه چرخه سوخت توریومی برای تولید انرژی هسته‌ای به‌صورت جهانی فراگیر شد و تحقیقات گسترده‌ای برای توسعه رآکتورهای بر پایه سوخت توریومی مانند رآکتورهای با دمای بالا و رآکتورهای نمک مذاب و رآکتورهای آب سبک، انجام گرفت [۹-۱۲].

با توجه به راهکارهای فوق الذکر، در طی این تحقیق، به منظور امکان‌سنجی کاهش تولید پلوتونیوم در یک رآکتور تحقیقاتی آب سنگین نوعی با استفاده از سوخت اورانیوم-توریوم، ترکیب‌های متنوعی از سوخت اورانیوم-توریوم با تغییر درصد وزنی اورانیوم ۲۳۵ از ۳/۷ تا ۲۰ درصد و همچنین تغییر درصد وزنی دی‌اکسید اورانیوم از ۴ تا ۵۰ درصد در سوخت، در نظر گرفته شدند و پارامترهای نوترونیکی (ضریب تکثیر، راکتیویته و کسر نوترون‌های تأخیری) مربوط به همه این سوخت‌ها محاسبه و با سوخت مرجع (دی‌اکسید اورانیوم طبیعی) مقایسه شدند، که در ادامه شرح مفصل محاسبات و نتایج به‌دست آمده ارائه خواهند شد.

بالای نوترون توسط اورانیوم طبیعی و تولید پلوتونیوم، شار نوترون‌ها برای موارد تحقیقاتی و یا تولید رادیوایزوتوپ بسیار کم می‌باشد [۱]. تحقیقات گسترده‌ای در زمینه کاهش تولید پلوتونیوم در رآکتورهای آب سنگین در دنیا در جریان می‌باشد. اگرچه بعضی از راهکارهای ارائه شده نیازمند تحقیقات گسترده و صرف هزینه‌های زیاد می‌باشند، با این حال به‌منظور رسیدن به این هدف راهکارهایی در زمینه کاهش تولید پلوتونیوم در یک رآکتور آب سنگین ارائه شده‌اند که از جمله مهم‌ترین آن‌ها عبارتند از:

۱- رقیق‌سازی آب سنگین با اضافه کردن آب سبک به آن و پیدا کردن مقدار بهینه نسبت آب سبک به آب سنگین در رآکتور به شرط ثابت ماندن مقدار ضریب تکثیر، که در این محلول درصد اتمی آب سنگین حدود ۸۱/۵ می‌باشد [۲].

۲- تبدیل رآکتور آب سنگین به یک رآکتور آب سبک با غنای ۵ درصد و با سوخت تری اورانیوم اکتا اکساید^۱ و توان ۱۰-۲۰ مگاوات [۳].

۳- استفاده از سوخت‌های توریومی به‌عنوان یک انتخاب جذاب، به‌دلیل این حقیقت که عناصر کم‌تری با عدد اتمی بزرگتر از اورانیوم را در مقایسه با سوخت‌های بر پایه اورانیوم تولید می‌کنند [۴-۷].

توریوم یک عنصر بارور می‌باشد که با جذب یک نوترون به اورانیوم ۲۳۳ که یک عنصر شکافت‌پذیر است، تبدیل می‌شود. این عنصر دارای سطح مقطع جذب پایین برای نوترون و تبدیل شدن به اورانیوم ۲۳۴ می‌باشد. اورانیوم ۲۳۳ در مقایسه با اورانیوم ۲۳۵ بهره تولید نوترون بیش‌تر و نسبت به پلوتونیوم ۲۳۹ بهره تولید نوترون کمتری دارد [۸].

استفاده از چرخه سوخت توریومی از حدود ۴۰ سال پیش مورد مطالعه قرار گرفته است. انگیزه‌های زیادی برای استفاده از سوخت‌های توریومی وجود داشته است که می‌توان به

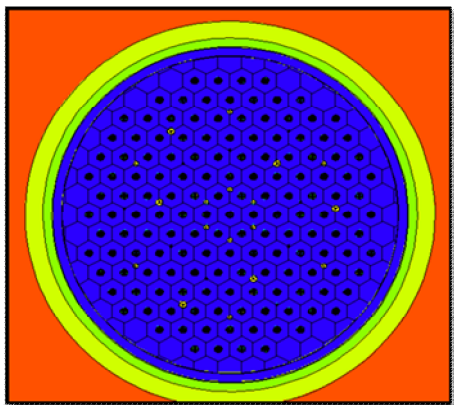
^۱ U₃O₈

۲. روش و انجام محاسبات

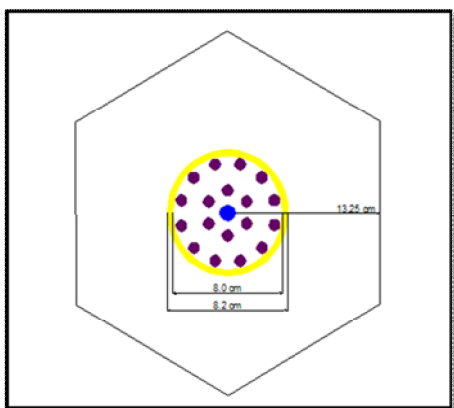
۱.۲. شبیه‌سازی رآکتور

جهت شبیه‌سازی رآکتور با استفاده از کد محاسباتی MCNPX [۱۳]، ابتدا باید به کمک کارت‌های MCNPX، هندسه رآکتور به‌طور دقیق تعریف شود. در همین ارتباط با در اختیار داشتن اطلاعات مربوط به ابعاد دقیق اجزای مختلف رآکتور، نحوه‌ی آرایش و چیدمان بسته‌های سوخت، طول فعال و پارامترهای فیزیکی از جمله دانسیته و نسبت اتمی به کار رفته در اجزای مختلف رآکتور [۱۴ و ۱۵] و با آگاهی از توانایی‌های کد، هندسه رآکتور تعریف شد. لازم به ذکر است که روش تعریف یک هندسه‌ی مشخص برای کد منحصر به فرد نیست، اما آنچه مهم است این است که روش به کار رفته به گونه‌ای باشد که احتمال خطا را کاهش دهد و در صورت بروز خطا، شناسایی و رفع آن حتی‌الامکان ساده باشد. در مرحله بعدی، لازم بود جهت اطمینان از صحت شبیه‌سازی، عمل اعتبارسنجی کد انجام شود، لیکن چون برای رآکتور آب سنگین اراک مقادیر تجربی وجود نداشت، جهت اعتبارسنجی کد، رآکتور آب سنگین ZPR^۱ موجود در پژوهشکده رآکتور اصفهان مورد بررسی قرار گرفت، به این ترتیب که ارتفاعی از آب سنگین که منجر به حالت بحرانی رآکتور با ضریب تکثیر برابر ۱ می‌شود در محاسبات شبیه‌سازی ۱۶۷/۲۷ سانتی‌متر به دست آمد که با مقدار تجربی ۱۶۹/۳۳ سانتی‌متر برای این رآکتور مطابقت بسیار خوبی دارد. قلب رآکتور آب سنگین مورد مطالعه در این تحقیق [۱۴ و ۱۵] شامل ۱۵۰ مجتمع سوخت به شکل شش ضلعی است و هر مجتمع شامل ۱۸ میله سوخت می‌باشد. کندکننده و خنک‌کننده این رآکتور آب سنگین می‌باشد. این رآکتور دارای دو نوع سیستم کنترلی از جمله سیستم کنترلی اضطراری و ۳ عدد میله‌های کنترل می‌باشد که در شبیه‌سازی رآکتور به طور کامل در نظر گرفته

شده‌اند. شکل ۱ (الف و ب)، مقطعی از هندسه تعریف شده برای کد MCNPX را که به وسیله قابلیت‌های گرافیکی کد رسم شده‌اند، برای قلب رآکتور و یک مجتمع سوخت به ترتیب نشان می‌دهد.



(الف)



(ب)

شکل (۱): مقطع قلب رآکتور و مجتمع سوخت شبیه‌سازی شده توسط کد MCNPX.

۲.۲. تعیین ترکیب سوخت

مناسب‌ترین غنای سوخت را می‌توان با تغییر درصد وزنی دی‌اکسید اورانیوم در ترکیب دی‌اکسید اورانیوم-توریوم و با غناهای مختلف از ۳/۷ تا ۲۰ درصد، به دست آورد. در ابتدا چگالی نظری ترکیب دی‌اکسید اورانیوم-توریوم برحسب درصد وزنی دی‌اکسید اورانیوم (X) و در دمای بین (۲۹۸-۱۶۰۰) کلوین با رابطه زیر محاسبه می‌گردد [۱۶]:

^۱ Zero Power Reactor

کد داده می‌شود، با توجه به تعداد زیاد رویدادهای در نظر گرفته شده در کد، کم‌تر از ۰/۱ درصد می‌باشد.

جدول (۲): اطلاعات مربوط به سوخت‌های در نظر گرفته شده.

نوع سوخت	درصد غنا	چگالی (g/cm ³)	ضریب تکثیر	کسر نوترون‌های تأخیری
سوخت ۱	۲۰	۱۰/۳۱۷۱	۱/۰۹۸۱	۰/۰۰۶۹
سوخت ۲	۱۰	۱۰/۳۱۷۶	۱/۰۲۶	۰/۰۰۷۰
سوخت ۳	۵	۱۰/۳۱۸۹	۱/۰۶۴۸	۰/۰۰۶۳
سوخت ۴	۳/۷	۱۰/۳۱۹۴	۱/۰۱۷۵	۰/۰۰۶۸
سوخت ۵ (مرجع)	طبیعی	۱۰/۴	۱/۰۵۲۳	۰/۰۰۶۵

۳.۲. محاسبات مصرف سوخت

محاسبات مونت کارلویی چند مرحله‌ای فرسایش و مصرف سوخت توسط کدهای MCNPX به صورت مراحل ذیل انجام می‌گیرد:

- ۱- محاسبه شار، آهنگ برخورد، تعداد نوترون‌های تولیدی و انرژی کل سیستم توسط کد MCNPX.
 - ۲- محاسبات وابسته به زمان مربوط به فرسایش و مصرف سوخت از جمله چگالی اتمی در هر مرحله زمانی با استفاده از مقادیر محاسبه شده در مرحله ۱، توسط کد CINDER90.
 - ۳- استفاده از چگالی اتمی جدید محاسبه شده در مرحله ۲ و محاسبه شار و آهنگ برهم‌کنش توسط کد MCNPX.
- تمام مراحل بالا تا آخرین مرحله زمانی تعریف شده در کد، تکرار می‌شوند.

کد CINDER90 شامل نرخ تبدیل ۶۳ گروهی برای ۳۴۰۰ هسته می‌باشد که اکثر این داده‌ها به صورت تحلیلی و یا تخمینی به دست آمده‌اند. بنابراین کد MCNPX یک روش ترکیبی را برای محاسبه آهنگ تبدیل هسته‌ای به کار می‌برد به

$$D = 10.087 - 2.891 \times (10^{-4}) \times T - 6.354 \times (10^{-6}) \times (x) \times T + 9.279 \times (10^{-3}) \times (x) + 5.111 \times (10^{-6}) \times (x^2) \quad (1)$$

بنابراین با توجه به داشتن چگالی در دماهای مختلف برای ترکیب‌های مختلف و دانسیته‌های اتمی مربوط به هر ترکیب، کد محاسباتی MCNPX برای محاسبه پارامترهای نوترونیکی اجرا شد و سوخت‌هایی که منجر به بحرانی شدن رآکتور نمی‌شدند و یا ضریب تکثیرشان خیلی بیش‌تر از یک بود از محاسبات حذف شدند. سپس در ادامه محاسبات، سوخت‌هایی که از نظر مقدار راکتیویته و کسر نوترون‌های تأخیری با سوخت طبیعی اختلاف زیاد داشتند نیز از محاسبات حذف شدند و در نهایت سوخت‌های جدول ۱ که از نظر پارامترهای نوترونیکی به سوخت مرجع نزدیک بودند، برای انجام محاسبات مصرف سوخت در نظر گرفته شدند. پارامترهای نوترونیکی مربوط به این سوخت‌ها نیز در جدول ۲ ارائه شده‌اند.

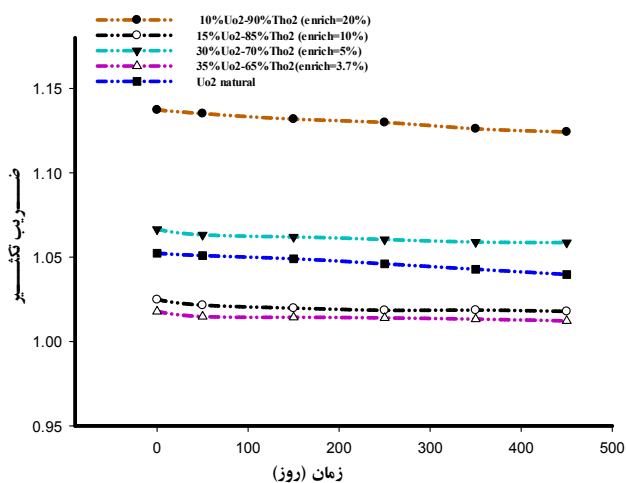
جدول (۱): ترکیب درصد وزنی مربوط به سوخت‌های در نظر گرفته شده.

نوع سوخت	ترکیب درصد وزنی
سوخت ۱	۱۰% UO ₂ -۹۰% THO ₂
سوخت ۲	۱۵% UO ₂ -۸۵% THO ₂
سوخت ۳	۳۰% UO ₂ -۷۰% THO ₂
سوخت ۴	۳۵% UO ₂ -۶۵% THO ₂

قابل ذکر است که بیشینه ضریب تکثیر ارائه شده در جدول ۲ مربوط به سوخت ۱ و برابر ۱/۰۹۸۱ است که در مقایسه با ضریب تکثیر مربوط به سوخت مرجع که ۱/۰۵۲۳ می‌باشد، حدود ۰/۰۴ راکتیویته مازاد دارد که این مقدار راکتیویته مازاد معمولاً توسط میله‌های کنترل قابل جبران است.

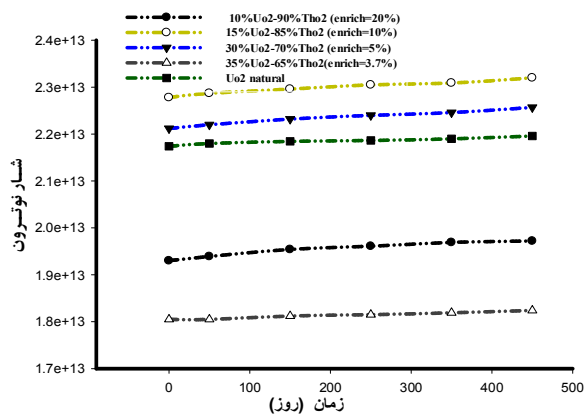
در مورد خطای کمیت‌های اندازه‌گیری شده لازم به ذکر است که خطای کمیت‌های محاسبه شده که در هر مورد توسط

بالای گیراندازی نوترون در ناحیه حرارتی است، منجر به کاهش نسبتاً تند و تیز ضریب تکثیر در زمان‌های نزدیک به زمان صفر می‌گردد. با توجه به مقادیر ضریب تکثیر، این کمیت برای سوخت $30\%UO_2-70\%ThO_2$ با غنای ۵ درصد از لحاظ مقدار و تغییرات زمانی بسیار نزدیک به سوخت اورانیوم طبیعی می‌باشد.



شکل (۲): تغییرات ضریب تکثیر مربوط به هر سوخت با گذشت زمان.

از دیگر پارامترهایی که با تعریف کارت مصرف سوخت در کد MCNPX قابل محاسبه است، شار کل نوترون در هر بازه زمانی می‌باشد که در خروجی کد در قسمت پارامترهای مربوط به مصرف سوخت ارائه می‌گردد. نتایج محاسبات مربوط به تغییرات شار با زمان، مربوط به تمام سوخت‌ها نیز در شکل ۳ ارائه شده است.



شکل (۳): تغییرات شار کل سیستم با تغییرات زمان.

شرط این‌که سطح مقطع ترابرد در کتابخانه تخمینی کد وجود داشته باشد. اطلاعات آهنگ برهم‌کنش هسته‌ای محاسبه شده توسط کد MCNPX، به‌عنوان ضریب تبدیل هسته‌ای برای همه هسته‌ها به کد CINDER90 فرستاده می‌شود. به‌منظور کاهش زمان محاسبه و حذف اطلاعات اضافی، فقط ایزوتوپ‌های ذیل توسط کد MCNPX ردگیری می‌شوند:

۱- ایزوتوپ‌هایی که در کارت ماده آورده شده‌اند.

۲- ایزوتوپ انتخاب شده از جدول مربوط به محصولات شکافت.

۳- تولید ایزوتوپ توسط الگوریتم تولید ایزوتوپ [۱۳].

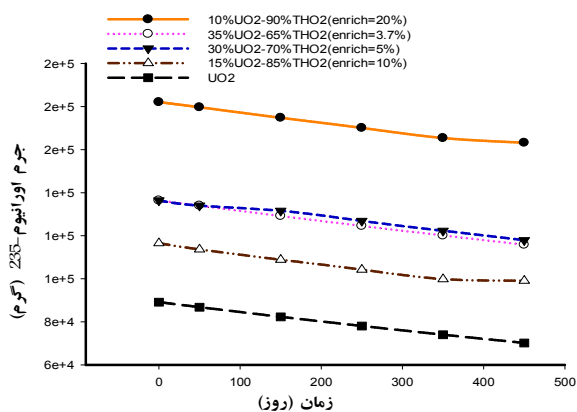
با توجه به تعریف کارت مصرف سوخت در کد MCNPX، محاسبات مصرف سوخت در یک توان ثابت ۴۰ مگاوات و حجم مؤثر سوخت انجام می‌گیرد. در مرحله اول ضریب تکثیر و در همان زمان مشابه شار نوترون و پارامترهای دیگر محاسبه می‌شود. ترکیب سوخت بعد از محاسبات مصرف سوخت در خروجی کد قابل مشاهده است.

۳. نتایج

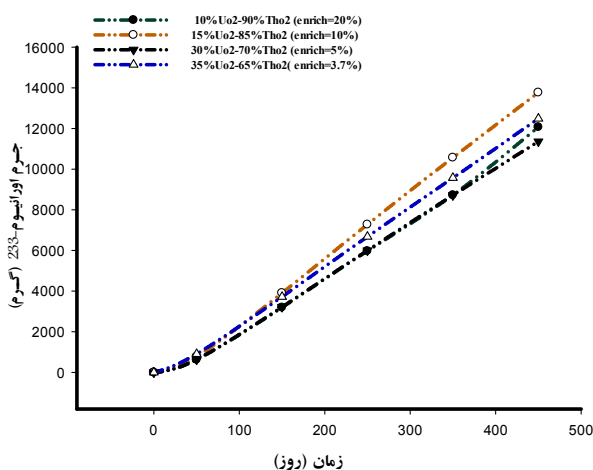
۳.۱. ضریب تکثیر و شار

نتایج محاسبات مربوط به تغییرات زمانی ضریب تکثیر برای سوخت‌های مورد نظر در شکل ۲ ارائه شده است. همه محاسبات با استفاده از کارت KCODE و ۷۰۰۰ نوترون و ۱۵۰ چرخه غیراکتیو انجام شده‌اند.

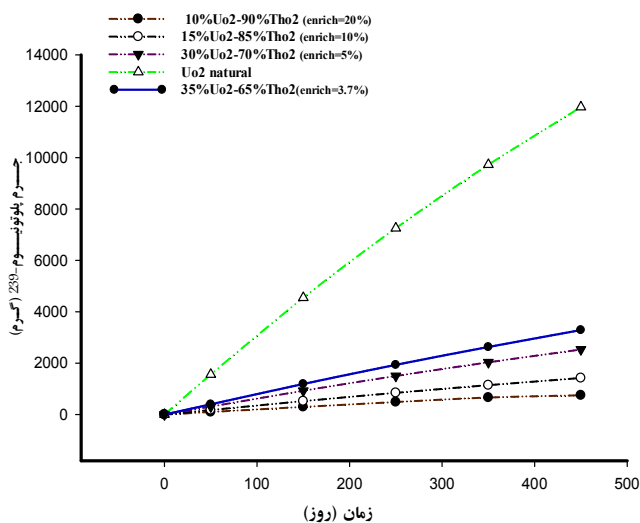
همان‌طور که در شکل قابل مشاهده است، ضریب تکثیر برای همه سوخت‌ها با افزایش زمان کاهش می‌یابد و این کاهش در نتیجه کاهش مقدار ایزوتوپ‌های شکافت‌پذیر در سوخت با گذشت زمان و تولید محصولات شکافت و سموم رآکتور می‌باشد. آزاد شدن زینان-۱۳۵ که دارای سطح مقطع



شکل (۴): تغییرات جرمی اورانیوم ۲۳۵ با زمان مصرف سوخت.



شکل (۵): تغییرات جرمی اورانیوم ۲۳۳ با زمان مصرف سوخت.



شکل (۶): تغییرات جرمی پلوتونیوم ۲۳۹ با زمان مصرف سوخت.

با توجه به شکل ۳ مشاهده می‌گردد که شار مربوط به تمام سوخت‌ها با افزایش زمان افزایش می‌یابد. نظر به این‌که توان رآکتور ثابت در نظر گرفته می‌شود، با گذشت زمان و کاهش هسته‌های شکافا، شار نوترون افزایش می‌یابد.

۲.۳. تغییرات جرمی ایزوتوپ‌های شکافت‌پذیر

تغییرات زمانی مقدار ایزوتوپ‌های شکافت‌پذیر (پلوتونیوم ۲۳۹، اورانیوم ۲۳۵ و اورانیوم ۲۳۳) بعد از محاسبات مصرف سوخت در خروجی کد قابل مشاهده هستند.

داده‌های مربوط برای هر سوخت (مقدار جرمی ایزوتوپ‌های شکافت‌پذیر)، در جدول ۳ و شکل‌های ۴ تا ۶ آورده شده است. با توجه به شکل‌های ارائه شده قابل مشاهده است که با گذشت زمان و افزایش مصرف سوخت ایزوتوپ شکافت‌پذیر اورانیوم ۲۳۵ مصرف و ایزوتوپ‌های اورانیوم ۲۳۳ و پلوتونیوم ۲۳۹ در حال تولید می‌باشند.

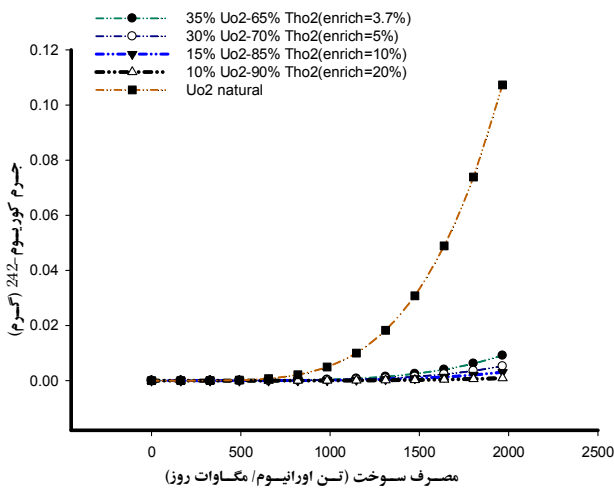
جدول (۳): تغییرات جرمی ایزوتوپ‌های شکافت‌پذیر در ۴۵۰ روز

مصرف مداوم سوخت.

جرم	جرم اولیه	جرم اورانیوم-۲۳۵	جرم اورانیوم-۲۳۳	جرم اورانیوم-۲۳۹	نوع سوخت
پلوتونیوم تولید شده (گرم)	۱۸۲۱۰۰	۱۶۳۲۰۰	۷۰۱۵۰	۸۹۱۳۰	۱ سوخت
پلوتونیوم تولید شده (گرم)	۱۳۶۴۰۰	۱۱۵۸۰۰	۱۰۲۰۷	۱۳۷۷۰	۲ سوخت
پلوتونیوم تولید شده (گرم)	۱۳۶۴۰۰	۱۱۷۹۰۰	۱۰۷	۱۱۳۶۰	۳ سوخت
پلوتونیوم تولید شده (گرم)	۱۱۶۵۰۰	۹۹۱۰۰	۱۱/۱	۱۲۴۸۷	۴ سوخت
پلوتونیوم تولید شده (گرم)	۸۹۱۳۰	۷۰۱۵۰	۲۱/۲	-	۵ سوخت

با بررسی شکل‌ها مشخص است که مقدار جرمی هسته‌های سنگین‌تر از اورانیوم برای سوخت اورانیوم طبیعی به مراتب بیش‌تر از سوخت‌های اورانیوم-توریم می‌باشد، و این به دلیل تولید پلوتونیوم ۲۳۹ کم‌تر در سوخت‌های اورانیوم-توریم نسبت به سوخت اورانیومی می‌باشد.

بنابراین مشخص است که سوخت‌های توریمی، کیفیت پسمان‌های هسته‌ای را که دارای نیمه‌عمرهای بالایی هستند و می‌توانند تا میلیون‌ها سال در داخل پسمان‌های هسته‌ای تشعشع داشته باشند، بهبود می‌بخشد.



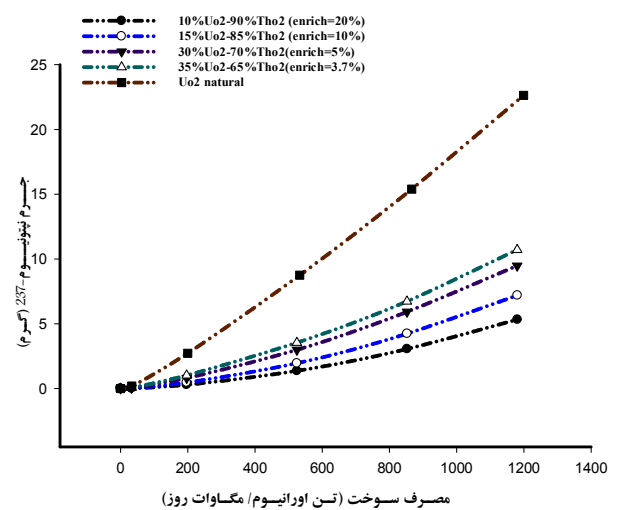
شکل (۹): تغییرات جرمی کوریوم ۲۴۱ با مصرف سوخت.

۴.۳. سموم رآکتور

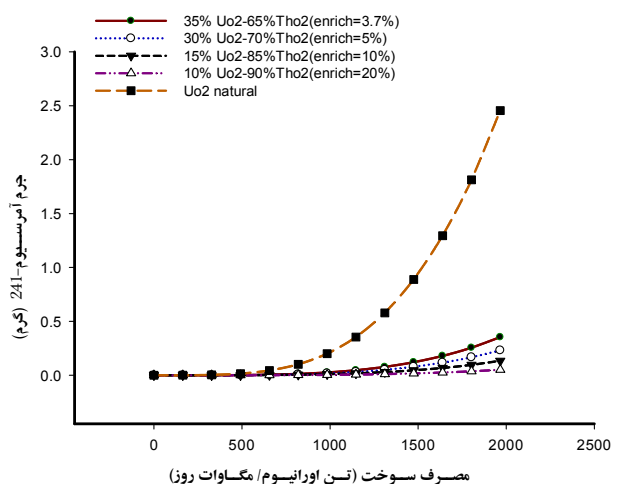
این دسته از محصولات شکافت دارای سطح مقطع جذب بسیار بالایی می‌باشند و بنابراین دارای اثر آبی و قوی بر راکتیویته قلب هستند، که عبارتند از زینان ۱۳۵ و ساماریوم ۱۴۹. وابستگی جرمی مربوط به زینان ۱۳۵ و ساماریوم ۱۴۹ به زمان مصرف سوخت برای ترکیبات سوخت‌های مختلف و برای بازه زمانی ۳۶۰ روز در شکل‌های ۱۰ و ۱۱ به ترتیب ارائه شده‌اند.

۳.۳. تغییرات جرمی هسته‌های سنگین‌تر از اورانیوم در سوخت

هسته‌های سنگین‌تر از اورانیوم با گیراندازی‌های نوترون و واپاشی بتا (هسته‌های ترانس اورانیک) تولید می‌شوند که نیمه‌عمرها و تشعشع رادیواکتیو بالایی دارند. این عناصر عبارتند از آمرسیم ۲۴۱، کریوم ۲۴۲، نپتونیم ۲۳۷ و پلوتونیوم ۲۳۹ که دارای نیمه‌عمرهای طولانی و واپاشی آلفا قوی می‌باشند. نتایج محاسبات در شکل‌های ۷ تا ۹ ارائه شده است.



شکل (۷): تغییرات جرمی نپتونیم ۲۳۷ با مصرف سوخت.

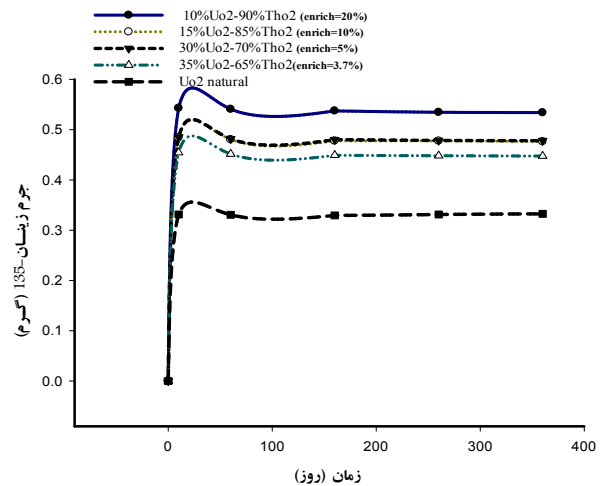


شکل (۸): تغییرات جرمی آمرسیم ۲۴۱ با مصرف سوخت.

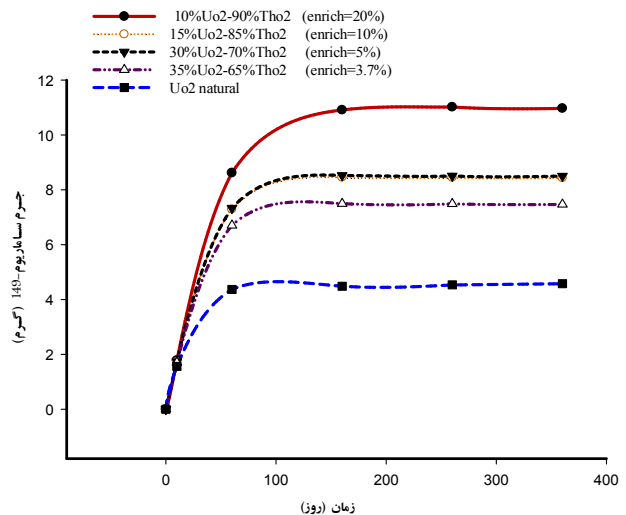
اورانیوم-توریوم کمی غنی شده (از غنای ۳/۷ تا ۲۰ درصد) در یک رآکتور آب سنگین تحقیقاتی نوعی می‌باشد. در مرحله اول از محاسبات با در نظر گرفتن سوخت‌های اورانیوم-توریوم و محاسبه چگالی ترکیب با تغییرات درصد اورانیوم و توریوم و دما و به تبع آن محاسبات پارامترهای نوترونیک توسط کد MCNPX، چهار نوع سوخت انتخاب و محاسبات مصرف سوخت و نوترونیک مربوط به سوخت‌های مورد نظر انجام گرفت. نتایج محاسبات نشان می‌دهند که در سوخت‌های اورانیوم-توریوم، شدت کاهش راکتیویته با تغییرات مصرف سوخت و زمان، کم‌تر از سوخت اورانیوم طبیعی می‌باشد و این نیز به دلیل آن است که سوخت‌های توریومی مواد شکافت‌پذیر کم‌تری را نسبت به سوخت اورانیوم طبیعی مصرف می‌کنند و به همین دلیل کاهش ضریب تکثیر و راکتیویته برای سوخت اورانیوم طبیعی ملموس‌تر می‌باشد و این مورد به‌عنوان یک مزیت برای سوخت‌های اورانیوم-توریوم در نظر گرفته می‌شود. مقدار مصرف سوخت برای سوخت‌های اورانیوم در سوخت، کاهش می‌یابد.

برای سوخت $10\%UO_2-90\%ThO_2$ مقدار اورانیوم ۲۳۵ بیش‌ترین مقدار و بعد از ۴۵۰ روز کم‌ترین مصرف را دارد و سوخت اورانیوم طبیعی، کم‌ترین مقدار اورانیوم ۲۳۵ و بیش‌ترین مصرف این ایزوتوپ را دارا می‌باشد. اورانیوم ۲۳۵ در سوخت $10\%UO_2-90\%ThO_2$ حدود ۱۰/۳ درصد و در سوخت دی‌اکسید اورانیوم طبیعی حدود ۲۱ درصد مصرف می‌شود و برای $10\%UO_2-90\%ThO_2$ بیش‌ترین مقدار مصرف سوخت مشاهده می‌شود و اورانیوم طبیعی کم‌ترین مصرف سوخت را دارا می‌باشد. بنابراین افزایش مصرف سوخت به‌عنوان مزیتی دیگر برای سوخت‌های توریومی در نظر گرفته می‌شود. با توجه به نتایج جدول ۳ و شکل ۵، سوخت ۲ دارای بیشینه مقدار تولید اورانیوم ۲۳۳ نسبت به

همان‌گونه که در شکل‌ها مشخص است مقدار زینان ۱۳۵ و ساماریوم ۱۴۹ برای سوخت‌های اورانیوم-توریوم از سوخت اورانیوم طبیعی بیش‌تر می‌باشد و در بین سوخت‌های توریومی نیز سوخت $10\%UO_2-90\%ThO_2$ بیش‌ترین مقدار و سوخت $35\%UO_2-65\%ThO_2$ کم‌ترین مقدار را دارند.



شکل (۱۰): تغییرات زینان ۱۳۵ با زمان مصرف سوخت.



شکل (۱۱): تغییرات ساماریوم ۱۴۹ با زمان مصرف سوخت.

۴. بحث و نتیجه گیری

مهم‌ترین هدف این تحقیق بررسی امکان‌سنجی و مزیت‌های جایگزینی سوخت اورانیوم طبیعی با سوخت

کیفیت پسمان‌های هسته‌ای تولیدی توسط این سوخت‌ها با توجه به این که شامل مینور اکتینیدهای کم‌تری هستند، بهبود قابل توجهی نسبت به سوخت اورانیوم طبیعی می‌یابند. بنابراین در اکثر موارد (از نقطه نظر نوترونیکی) سوخت‌های اورانیوم-توریوم بر سوخت‌های اورانیومی برتری دارند و با توجه به این که مقدار حد مجاز غنی‌سازی کشور حدود ۳/۷ در نظر گرفته شده است، در بین سوخت‌های توریومی، سوخت $35\%UO_2$ - $65\%ThO_2$ با غنای ۳/۷ درصد، که منجر به تولید مقدار کم-تری پلوتونیوم 239 و مینور اکتینیدها و همچنین مصرف سوخت بالا نسبت به سوخت‌های اورانیومی می‌باشد، بهترین گزینه برای استفاده در رآکتور از دیدگاه عدم اشاعه سلاح‌های اتمی و همچنین بهبود کیفیت پسمان‌های هسته‌ای می‌باشد. لازم به ذکر است که در این تحقیق صرفاً محاسبات نوترونیکی مربوط به تغییر سوخت ارائه شده است، در صورتی که ایجاد هرگونه تغییر در سوخت و دیگر پارامترهای رآکتور نیازمند محاسبات پیچیده دینامیک و ترموهیدرولیک در کنار محاسبات نوترونیکی رآکتور می‌باشد و انجام محاسبات دینامیک و ترموهیدرولیک مربوط به تغییر سوخت رآکتور از سوخت اورانیوم طبیعی به سوخت اورانیوم-توریوم کمی غنی شده می‌تواند در ادامه این نوع تحقیقات مورد بررسی قرار گیرد.

دیگر سوخت‌ها می‌باشد و این خود به دلیل وابستگی تولید اورانیوم 233 به درصد وزنی توریوم 232 و همچنین به مقدار مصرف اورانیوم 235 در سوخت می‌باشد. سوخت ۲ دارای درصد وزنی توریوم کم‌تری نسبت به سوخت ۱ است ولی دارای بیشینه مصرف اورانیوم 235 در سوخت می‌باشد که منجر به تولید بیش‌تر سوخت اورانیوم 233 می‌گردد. همان‌گونه که از نتایج مشاهده می‌شود، استفاده از سوخت‌های اورانیوم-توریوم به مقدار قابل‌توجهی مقدار پلوتونیوم تولید شده در یک رآکتور آب سنگین را کاهش می‌دهد. مقدار پلوتونیوم تولیدی مربوط به سوخت اورانیوم طبیعی 1197 گرم و برای سوخت $90\%ThO_2$ - $10\%UO_2$ 748 گرم در بازه زمانی ۴۵۰ روزه است که به ترتیب بیش‌ترین و کم‌ترین مقدار تولید پلوتونیوم را دارا می‌باشند. همچنین با بررسی نتایج مشخص می‌شود که مقدار جرمی هسته‌های سنگین‌تر از اورانیوم برای سوخت اورانیوم طبیعی به مراتب بیش‌تر از سوخت‌های اورانیوم-توریوم می‌باشد، و این به دلیل تولید کم‌تر پلوتونیوم در سوخت‌های توریومی می‌باشد. بنابراین مشخص است که استفاده از سوخت‌های اورانیوم-توریوم در یک رآکتور آب سنگین کیفیت و کمیت سوخت مصرف شده را بهبود می‌بخشد (مصرف بالای سوخت و تولید کم‌تر مینور اکتینیدها) و همچنین

۵. مراجع

- [1] J.R. Lamarsh. Introduction to Nuclear Reactor Theory. Addison-Wesely Publishing Company, USA, (1988).
- [2] R.S. Kemp. Two Methods for converting Iran's IR-40 Reactor to Low-Enriched-Uranium Fuel to Improve Proliferation Resistance after Startup. Department of Nuclear Science and Engineering, Massachusetts Institute of Technology, USA, (2014) 39-46.
- [3] A. Ahmad, F.v. Hippel, A. Glaser. A Conversion Options for Iran's IR-40 Reactor with Reduced Plutonium Production. Program on Science and Global Security, Princeton University, USA, (2014) 3-19.
- [4] L. Chanyun. Design and Neutronic Evaluation of Thorium Fuel in Pressurized Water Reactors. Reactor Physics Department Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden (2008).
- [5] N. Takaki, D. Mardiansah. Core Design and Development Strategy of Heavy Water Cooled Sustainable Thorium Reactor, Sustainability, (2012) 1933-1945.
- [6] T.M. Willing, C. Futsarther, H. Kippe. Converting the Iranian Heavy Water Reactor IR-40 to a More Proliferation-Resistant Reactor, Science & Global Security, 20 (2012) 97-116.
- [7] N. Prasad, A. Kumar, U. Kannan, A. Kumar, P.D. Krishnani and R.K.Sinha. Study for use of LEU along with Thorium in Advanced Heavy Water Reactor

- (AHWR) to Enhance Proliferation Resistance Characteristics of Fuel. Bhabha Atomic Research Centre, (2015).
- [8] NEA. Nuclear Science Perspectives on the Use of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle, Nuclear Science (2015).
- [9] M.S. Kazimi. Thorium Fuel for Nuclear Energy. American Scientist, 91(5), 408. USA, (2006).
- [10] M.S. Dwidar, A.A. Badavi, H.H. Abou-Gabal, A. El-Osery. Investigation of different scenarios of thorium-uranium fuel distribution in the VVER-1200 first core. Annals of Nuclear Energy, (2015) 605-612.
- [11] S. Lam. Economics of Thorium and Uranium Reactors. HSA 10-05 the Economics of Oil and Energy, (2013).
- [12] IAEA. Evaluated Nuclear Data for Nuclides within the Thorium-Uranium Fuel Cycle, (2010).
- [13] J.S. Hendricks, G.W. McKinney, M.L. Fensin, M.R. James, R.C. Johns, J.W. Durkee, J.P. Finch, D.B. Pelowitz, L.S. Waters, M.W. Johnson. MCNPX 2.6.0 Extensions” Los Alamos National Laboratory, LA-UR-08-2216, USA, (2008).
- [14] F. Faghihi, E. Ramezani, F. Yousefpour, S.M. Mirvakili. Level-1 Probability Safety Assessment of the Iranian Heavy Water Reactor Using SAPHIRE Software. Reliability Eng. Sys. Safety, IRAN, (2008) 1377-1409.
- [15] S. Tashakor, F. Javidkia, M. Hashemi-Tilehnoee. Neutronic Analysis of Generic Heavy Water Research Reactor Core Parameters to Use Standard Hydride Fuel, (2011) 46-49.
- [16] IAEA-TECDOC-1496. Thermo physical properties database of materials for light water reactors and heavy water reactors, Final report of a coordinated research project, (1999–2005).