

ارزیابی محاسباتی پرتودهی یوروپیم طبیعی جهت مقیاس بندی آشکارساز HPGe با استفاده از نرم افزار MATLAB

مهديه مهابادی^۱، حسن رنجبر^{۲*}، سیده زهرا اسلامی راد^۱ و احسان بوستانی^۳

^۱ گروه فیزیک، دانشکده علوم پایه، دانشگاه قم، قم، ایران.

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

^۳ پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، تهران، ایران.

* تهران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده چرخه سوخت هسته‌ای، کدپستی: ۸۴۸۶-۱۱۳۶۵.

پست الکترونیکی: hranjbar@aeoi.org.ir

چکیده

به منظور طیف‌سنجی گاما جهت شناسایی نمونه‌ها با ترکیب ناشناخته، ابتدا باید مقیاس‌بندی انرژی آن با استفاده از چشمه مشخص کالیبره گردد. هسته‌های پرتوزا گسیل‌کننده پرتوهای گاما با انرژی‌های مشخص در مقیاس‌بندی آشکارساز HPGe برای طیف‌سنجی گاما مورد استفاده قرار می‌گیرند. در این میان هسته‌های پرتوزا یوروپیم-۱۵۲ و یوروپیم-۱۵۴ به دلیل داشتن ویژگی‌هایی همچون گستره‌ی انرژی مناسب و نیمه عمر طولانی، می‌توانند به‌عنوان گزینه مناسبی برای مقیاس‌بندی انرژی آشکارساز HPGe مورد استفاده قرار گیرند. این هسته‌های پرتوزا را می‌توان از روش مستقیم با پرتودهی یوروپیم طبیعی تولید کرد. به‌منظور جلوگیری از آلودگی محیط زیست، انتشار مواد پرتوزا و همچنین کاهش هزینه‌های مصرفی، قبل از پرتودهی نمونه و تولید، فرایند بهینه‌سازی و ارزیابی محصولات تولیدی محتمل، صورت می‌گیرد تا خروجی با بهترین بازده و عملکرد به‌دست آید. بدین منظور در این مطالعه به محاسبه نظری از طریق حل معادلات دیفرانسیلی زنجیره‌های واپاشی یوروپیم طبیعی با استفاده از نرم افزار متلب پرداخته شد. در این مطالعه مقدار فعالیت محصولات اصلی و ناخالصی‌های تولید شده ناشی از پرتودهی ۱ میلی‌گرم یوروپیم طبیعی برای مدت زمان پرتودهی ۷ روز و خنک‌سازی ۳۰ روز، مورد تحلیل و بررسی قرار گرفت. نتایج نشان دادند که درصد ناخالصی‌های تولیدشده نسبت به محصولات اصلی در پایان فرایند خنک‌سازی در حدود ۱ درصد است که مقدار ناچیز و قابل چشم‌پوشی است.

کلیدواژه‌گان: یوروپیم طبیعی، آشکارساز HPGe، ناخالصی، نرم افزار متلب.

۱. مقدمه

طیف‌سنجی پرتو گاما یکی از مفیدترین و رایج‌ترین تکنیک‌های تشخیص و اندازه‌گیری هسته‌های پرتوزای گسیلنده‌ی گاما در نمونه‌ها است [۲].

امروزه طیف‌سنجی پرتوهای گاما کاربردهای فراوانی در علوم و صنایع هسته‌ای پیدا کرده است و به‌طور کلی یک ابزار مهم برای مطالعه فرایندهای هسته‌ای و کاربردهایی است که در آن تشخیص، تجزیه و تحلیل پرتوهای گاما بسیار مهم است [۱].

است. اما روش مبتنی بر چشمه دقیق ترین روش آنالیز کمی طیف سنجی پرتو گاما بویژه برای هسته های پرتوزا با پرتو گامای کم انرژی است [۸].

همچنین در تحقیقات جداگانه تست^۳ و^۴ از یک چشمه یوروپیم-۱۵۲ جهت مقیاس بندی بازده آشکار ساز HPGe نوع n استفاده کرد [۹] و یوسل^۴ و همکارانش نیز برای مقیاس بندی انرژی آشکار سازهای HPGe در ناحیه پرانرژی، از پرتوهای گامای ^{۱۳}C استفاده کردند [۱۰] که در هر دو مورد به اهمیت مقیاس بندی آشکار سازهای HPGe که یکی از آشکار سازهای مهم در طیف سنجی پرتو گاما است اشاره شده است.

فرایند مقیاس بندی شامل به دست آوردن طیف از چندین چشمه گسیلنده ی گاما است که طیف وسیعی از انرژی ها را پوشش می دهد. سپس قله تمام انرژی این طیف ها با انرژی های شناخته شده مطابقت داده می شوند و یک منحنی یا معادله مقیاس بندی ایجاد می کنند. هنگامی که مقیاس بندی انرژی برقرار شد، می توان از آن برای شناسایی و تعیین کمیت پیک های پرتو گاما در طیف های ناشناخته استفاده کرد. از نکات مهم در انجام فرایند مقیاس بندی، انتخاب یک چشمه استاندارد مناسب است. برای استفاده از این چشمه ها جهت مقیاس بندی کردن آشکار ساز، باید ویژگی های مهم و لازم مانند داشتن بازه وسیعی از انرژی های اشعه گاما، نیمه عمر مناسب و طولانی و همچنین در دسترس بودن آن ها را مد نظر داشت.

در میان برخی از چشمه های استاندارد که برای مقیاس بندی آشکار سازها استفاده می شود؛ یوروپیم-۱۵۲ و یوروپیم-۱۵۴ به خاطر داشتن ویژگی هایی همچون طیف انتشار منحصر به فرد، گستره ی انرژی مناسب، فراوانی نسبتاً خوب،

از جمله آشکار سازهای مورد استفاده در طیف سنجی پرتوهای گاما، می توان به آشکار سازهای ژرمانیوم فوق خالص اشاره کرد. آشکار سازهای ژرمانیوم فوق خالص (HPGe)، زیرشاخه ای از آشکار سازهای نیمه هادی هستند که به دلیل ویژگی های منحصر به فرد همچون قدرت تفکیک بسیار خوب، عدم محدودیت در ابعاد و سازگار بودن با انواع محیط ها در طیف سنجی پرتوهای گاما، به ویژه در انرژی های پایین، مورد استفاده قرار می گیرند [۳]. این آشکار سازها فقط هنگام کار نیاز به خنک شدن دارند و آن ها را می توان بدون آن که در عملکرد آن ها خللی وارد شود، دوباره به دمای اتاق برگرداند. این ویژگی مخصوصاً وقتی نیاز به جابه جایی آشکار ساز باشد، مزیت بسیار بزرگی است [۴]. از سوی دیگر مقیاس بندی آشکار سازها جهت شناسایی انرژی پرتوهای گامای گسیلی یعنی هسته های پرتوزا گسیلنده پرتو گاما موجود در نمونه با استفاده از طیف سنج گاما فرایندی ضروری است [۶،۵].

به عنوان مثال، در تحقیقی که توسط حفیظ اغلو^۱ انجام شد در آن به اهمیت مقیاس بندی انرژی، تفکیک انرژی و محاسبات بازده می پردازد که برای تعیین کیفیت نتایج اندازه گیری به دست آمده از یک سیستم طیف سنجی گاما ضروری است. او در این مطالعه بعد از بررسی چند فاصله مختلف تا آشکار ساز، بهترین منحنی برازش بازده را به دست آورد [۷].

یانگ^۲ و همکارانش، عملکرد مقیاس بندی بازده را برای طیف سنج گامای HPGe با استفاده از نرم افزار مقیاس بندی بدون چشمه آزمایشگاهی (LabSOCS) و روش های مبتنی بر ANGLE در یک آزمون مقایسه ای گزارش می دهد. مشخص شد که عملکرد هر سه روش برای مقیاس بندی بازده قابل قبول

³ Testov

⁴ Yucel

¹ Hafizoğlu

² Yang

اهمیت داده‌های سطح مقطع واکنش نوترونی در تحقیق و توسعه فناوری‌های هسته‌ای به خوبی شناخته شده است. سطح مقاطع نوترونی، مقادیر کلیدی مورد نیاز برای محاسبه واکنش‌های نوترونی هستند که در راکتورها، حفاظ، فرایند تبدیل، آشکارسازی و ... انجام می‌شود [۱۲].

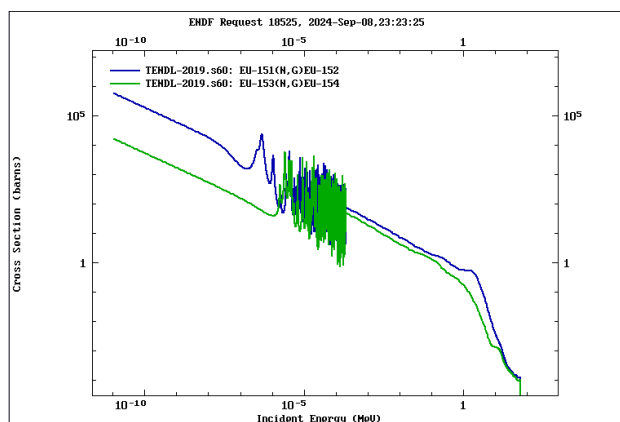
در واکنش‌های هسته‌ای، سطح مقطع نوترون بر سرعت واکنش، توزیع انرژی و محصولات نهایی و همچنین بر احتمال فرایندهای هسته‌ای مختلف، مانند پراکندگی، جذب، شکافت و فعال سازی تأثیر می‌گذارد. به طور کلی، سطح مقطع نوترونی یک پارامتر اساسی در درک و کنترل واکنش‌های هسته‌ای است که آن را به یک جنبه‌ی مهم از علم و فناوری هسته‌ای تبدیل می‌کند.

با توجه به نکات مطرح شده و به خاطر داشتن ویژگی‌های مناسب یوروپیم-۱۵۲ و یوروپیم-۱۵۴، در این مطالعه قصد داریم امکان‌سنجی تولید این دو هسته پرتوزا از طریق پرتو دهی یوروپیم طبیعی را مورد ارزیابی قرار دهیم تا در صورت امکان به‌عنوان یک چشمه استاندارد جهت کالیبره کردن آشکارساز HPGe مورد استفاده قرار گیرند. تحقیقاتی در زمینه تولید هسته‌های پرتوزا مناسب و مفید جهت مصارف مختلف، انجام شده است: در مطالعه‌ای که توسط سالک و همکارانش انجام شد، تولید هسته پرتوزای لوتسیم بدون حامل افزوده با پرتو دهی هدف طبیعی در راکتور تحقیقاتی تهران مورد بررسی قرار گرفت. در این مطالعه هسته پرتوزای ^{177}Lu بدون حامل افزوده، با پرتوزایی 230.1 MBq (6.22 mCi) تولید شد. میزان خلوص هسته پرتوزا مقدار 99.9% گزارش شد که از این هسته پرتوزای تولید شده، می‌توان برای نشان‌داری سازی به منظور پرتودرمانی استفاده کرد [۱۳].

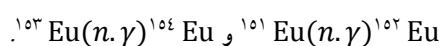
در تحقیقی که توسط شیبانی و همکارانش صورت گرفت، تولید هسته پرتوز ^{186}Re از طریق واکنش

پایداری و نیمه عمر طولانی گزینه‌ای مناسب برای مقیاس بندی انرژی در کاربردهای مختلفی مانند طیف‌سنجی پرتو گاما به حساب می‌آیند. یوروپیم طبیعی، عنصری از گروه لانتانیدها با دو ایزوتوپ پایدار یوروپیم-۱۵۱ (فراوانی طبیعی 47.81%) و یوروپیم-۱۵۳ (فراوانی طبیعی 52.19%) است. یوروپیم-۱۵۲ و یوروپیم-۱۵۴ هسته‌های پرتوزا گاما گسیل و به ترتیب با نیمه عمرهای 13.517 y و 8.6 y هستند که به گادولونیم و ساماریم پایدار تبدیل می‌شوند.

یوروپیم-۱۵۴ به دلیل داشتن محدوده انرژی گاما MeV $0.12 - 1.6$ ، می‌تواند برای استفاده به عنوان چشمه مرجع مشابه یوروپیم-۱۵۲ با محدوده انرژی گاما MeV $0.12 - 1.4$ که چشمه استاندارد طلایی برای مقیاس بندی در طیف‌سنجی پرتو گاما است، مورد استفاده قرار گیرد [۱۱]. جهت تولید این هسته‌های پرتوزا به روش فعال سازی نوترونی و از طریق پرتو دهی یوروپیم طبیعی در راکتور، همان طور که سطح مقطع جذب نوترونی یوروپیم-۱۵۱ و یوروپیم-۱۵۳ در شکل ۱ نشان می‌دهد دارای مقادیر مناسب و زیادی هستند (به ترتیب 9230 barn و 400 barn) در نتیجه تولید چشمه یوروپیم-۱۵۲ و یوروپیم-۱۵۴ از روش فعال سازی محتمل است.



شکل (۱): سطح مقطع جذب نوترونی واکنش‌های



$^{186}\text{Re}(n,\gamma)^{186}\text{Re}$ در راکتور تحقیقاتی تهران مورد مطالعه قرار گرفت. نتایج نشان داد که ^{186}Re با خلوص رادیوشیمیایی و رادیونوکلییدی، به ترتیب برابر با ۹۶٫۵ و ۹۹ درصد قابل دست یابی است. از رنیم با فعالیت ویژه‌ی بالا (حدود mci/mg ۳۰۰) می‌توان برای مصارف درمانی بهره برد [۱۴].

شریفی و همکارانش در مطالعه‌ای روش‌های تولید هسته پرتوزای درمانی تربیم-۱۶۱ را مورد بررسی نظری و تجربی قرار دادند. در این روش، تربیم-۱۶۱ را با هدف گادولینیم طبیعی به صورت غیرمستقیم تولید کردند. به منظور انجام این کار، گادولینیم طبیعی در راکتور تحقیقاتی تهران با شار نوترون گرمایی حدود $10^{13} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ به مدت ۳۴ ساعت مورد پرتودهی قرار گرفت. در نهایت مشخص شد که از ترکیب‌های نشان‌دار مختلف با تربیم-۱۶۱ می‌توان به عنوان ترکیب‌های جدید درمانی استفاده کرد [۱۵].

در مطالعه‌ای دیگر که توسط حسینی و همکارانش انجام شد، نئودیمیم طبیعی به منظور تولید پرومتیم-۱۴۷ در راکتور تحقیقاتی تهران مورد پرتودهی قرار گرفت. طیف‌های گاما و بتای محصولات پرتودهی آنالیز شد و بعد از بررسی‌های نظری و تجربی، تطابق قابل قبولی در نتایج به دست آمد. مشخص شد که تولید این هسته پرتوزا برای کاربردهای صنعتی، با استفاده از راکتور تحقیقاتی تهران امکان‌پذیر است [۱۶].

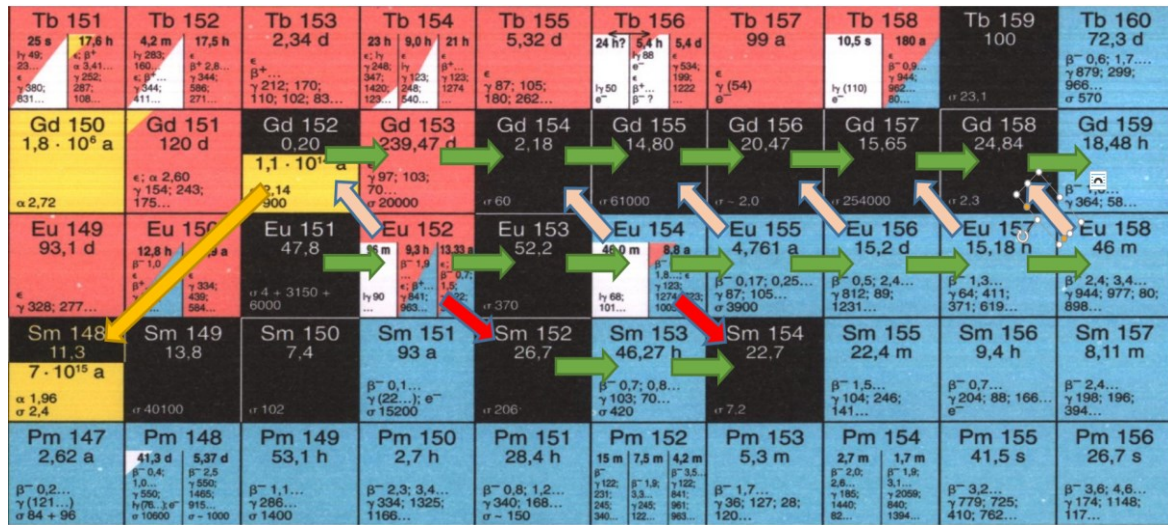
تهوری و همکارانش در مطالعه‌ای دیگر به تولید پرومتیم-۱۴۳ با روش غیرمستقیم و از طریق پرتودهی سریم طبیعی پرداختند و آن را به دو روش محاسباتی و تجربی مورد ارزیابی قرار دادند. از مقایسه نتایج محاسباتی و تجربی مشخص شد که

علاوه بر تخمین دقیق نوع و مقدار فعالیت محصولات احتمالی تولید شده از طریق روش محاسباتی، چنان‌چه در بین محصولات هسته پرتوزایی یافت شود که با توجه به ویژگی‌های هسته‌ای آن نتواند به صورت تجربی مورد ارزیابی قرار گیرد، از نتایج محاسباتی بتوان به نوع و مقدار فعالیت آن با دقت خوبی پی برد [۱۷].

همچنین در مطالعه‌ای دیگر که توسط پورحیب و همکارانش انجام شد، رنیم طبیعی با هدف تولید دو هسته پرتوزای رنیوم-۱۸۶ و ۱۸۸ مورد پرتودهی و بررسی قرار گرفت. نتایج نشان داد این دو هسته پرتوزا را می‌توان به طور همزمان با فعالیت مناسب جهت تولید رادیوداروی ترکیبی به منظور درمان تومورهایی با اندازه‌های مختلف تولید کرد [۱۸].

به منظور جلوگیری از پخش و انتشار مواد پرتوزا، ممانعت از ایجاد آلودگی‌های هسته‌ای، جلوگیری از آلودگی تأسیسات و محیط زیست و همچنین کاهش پرتوگیری‌های غیرمعارف کارکنان مراکز هسته‌ای و محیط زیست، بهتر است قبل از پرتودهی نمونه و تولید ماده پرتوزا، فرایند بهینه سازی و ارزیابی محصولات تولیدی محتمل، صورت گیرد تا در پایان، تولیدات و خروجی با بهترین عملکرد و بیشترین بازده را شاهد باشیم.

اولین مرحله جهت ارزیابی و بهینه‌سازی تولید یک هسته پرتوزا، محاسبات نظری و بررسی نتایج حاصل از نرم‌افزارهای محاسباتی است. به این منظور در این مطالعه قصد داریم با استفاده از نرم افزار محاسباتی متلب، میزان فعالیت محصولات اصلی تولید شده و ناخالصی‌های حاصل از پرتودهی یوروپیم طبیعی را گزارش و مورد تحلیل و بررسی قرار دهیم.



شکل (۲): طرح شماتیک هسته‌های پرتوزا محتمل تولیدی از پرتودهی یوروپیم طبیعی (جهت نمای سبز: واکنش گاما، جهت نمای قرمز: واکنش بتای مثبت، جهت نمای آبی: واکنش بتای منفی، جهت نمای زرد: واکنش آلفا).

۲. بخش تجربی

پدیده گیراندازی نوترون و فعال سازی نوترونی رخ می دهد و سبب تولید هسته‌های پرتوزا مورد نظر می شود.

۱.۱.۲ روش کار

با توجه به معادله باتمن^۵، معادله تولید و واپاشی هسته پرتوزا را می توان به صورت زیر نوشت:

$$\frac{dN_i(t)}{dt} = \varphi \times \sum_j N_j(t) \sigma_{j \rightarrow i}(E) + \sum_k N_k(t) \lambda_{k \rightarrow i} - \varphi(t) N_i(t) \sum_l \sigma_{i \rightarrow l}(E) - N_i(t) \sum_n \lambda_{i \rightarrow n} \quad (1)$$

که در آن $N_i(t)$ چگالی تعداد نوکلید i در زمان t ، φ شار کل نوترونی، $\sigma_{n \rightarrow m}(E)$ ، سطح مقطع میکروسکوپی برای تبدیل نوکلید n به نوکلید m در انرژی E ، $\lambda_{n \rightarrow m}$ ثابت واپاشی برای تبدیل هسته پرتوزا n به هسته پرتوزا m و شرایط اولیه $N_i(0) = N_i$ است. معادله (۱)، مجموعه‌ای از معادلات دیفرانسیل مرتبه اول همگن است و می توان به شکل ماتریس کلی زیر نوشته شود:

$$\frac{dN}{dt} = A \quad (2)$$

با حل همزمان معادلات با استفاده از نرم افزار MATLAB برای هسته‌های پرتوزایی که در راکتور تولید می شوند، در نهایت

محاسبات نظری و بررسی فعالیت هسته‌های پرتوزا، نقش مهمی در امکان سنجی تولید آن‌ها ایفا می کند و این کار اکثراً توسط نرم افزارها و کدهای محاسباتی صورت می گیرد. در این تحقیق از نرم افزار MATLAB برای محاسبه دقیق فعالیت هسته‌های پرتوزای یوروپیم-۱۵۲ و یوروپیم-۱۵۴ و ناخالصی‌های تولید شده حاصل از پرتودهی یوروپیم طبیعی، استفاده شد. در جدول ۱ درصد فراوانی ایزوتوپ‌های پایدار یوروپیم طبیعی که در این مطالعه مورد تحلیل و بررسی قرار گرفت، ذکر شده است.

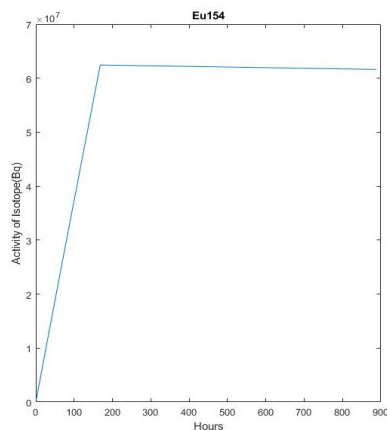
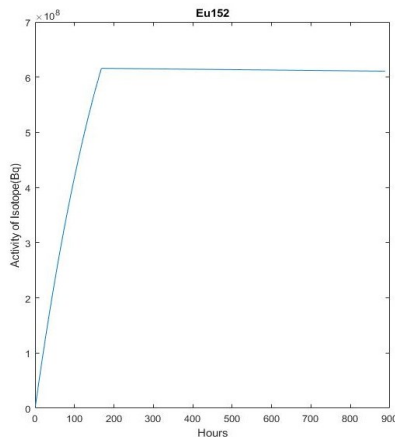
جدول (۱): فراوانی هسته‌های پایدار یوروپیم طبیعی.

ردیف	هسته‌های پایدار یوروپیم	درصد فراوانی
۱	یوروپیم-۱۵۱	۴۷٫۸۱
۲	یوروپیم-۱۵۳	۵۲٫۱۹

شکل ۲، طرح شماتیکی از هسته‌های پرتوزای تولیدی محتمل و واپاشی آن‌ها را نشان می دهد که در پرتودهی یوروپیم طبیعی در راکتور با توجه به مقدار سطح مقطع جذب نوترونی،

⁵ Bateman

نوترون، تولید یوروپیم-۱۵۱ و سپس تولید یوروپیم-۱۵۲، یوروپیم-۱۵۳ و یوروپیم-۱۵۴ را خواهیم داشت و این روند تا رسیدن به یک هسته پایدار ادامه خواهد داشت. به این دلیل در طول مدت پرتودهی، میزان فعالیت این دو هسته پرتوزا یک روند افزایشی خواهد داشت. از طرف دیگر همان طور که شکل ۳ نشان می دهد با وجود اتمام زمان پرتودهی، در طول فرایند خنک سازی مقدار فعالیت یوروپیم-۱۵۲ و یوروپیم-۱۵۴ ثابت می ماند. به این دلیل که، این دو هسته پرتوزا به ترتیب دارای نیمه عمرهای طولانی ۱۳/۵ سال و ۸/۶ سال هستند. جدول ۳، مقدار فعالیت دیگر محصولات تولید شده را به ازای روزهای مختلف پرتودهی یوروپیم طبیعی نشان می دهد.



شکل (۳): فعالیت یوروپیم-۱۵۲ و یوروپیم-۱۵۴ بر حسب زمان.

معادله $A = \lambda N$ ما را به فعالیت مورد نظر می رساند. مقادیر مربوط به ثابت های واپاشی و سطح مقطع ها در معادلات به کار برده شده، از سایت آژانس بین المللی انرژی اتمی استفاده شده است [۱۴].

در این مطالعه، محاسبات برای پرتودهی ۱ میلی گرم یوروپیم طبیعی در شار نوترونی $5 \times 10^{13} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ و برای مدت زمان پرتودهی ۷ روز و خنک سازی ۳۰ روز انجام شد.

۳. نتایج و بحث

جدول ۲، مقدار فعالیت محصولات اصلی را که از محاسبات تئوری به ازای روزهای مختلف ۱ تا ۷ روز پرتودهی یوروپیم طبیعی به دست آمده است، نشان می دهد.

جدول (۲): میزان فعالیت یوروپیم-۱۵۲ و یوروپیم-۱۵۴ حاصل از پرتودهی یوروپیم طبیعی به ازای زمان های مختلف پرتودهی.

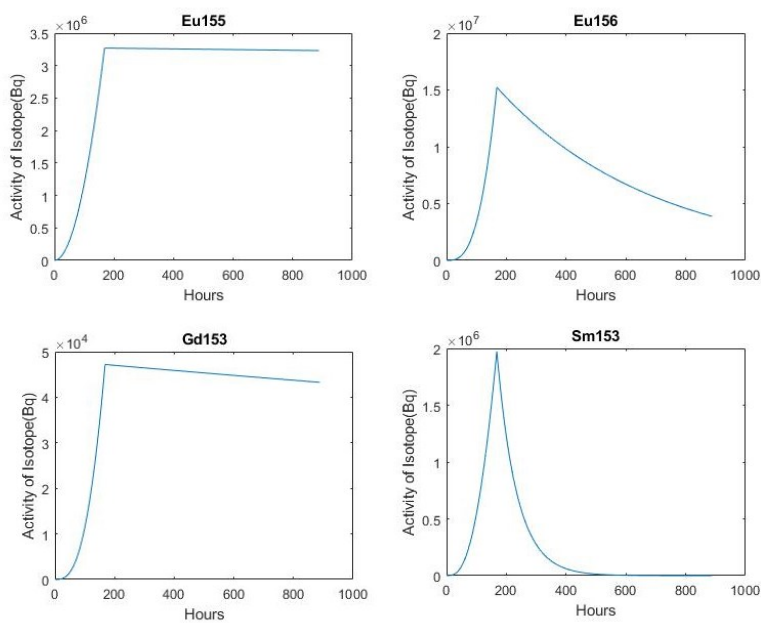
مدت زمان پرتودهی (روز)	فعالیت یوروپیم-۱۵۲ (Bq)	فعالیت یوروپیم-۱۵۴ (Bq)
۱	$1,167 \times 10^8$	$9,051 \times 10^6$
۲	$2,229 \times 10^8$	$1,806 \times 10^7$
۳	$3,19 \times 10^8$	$2,7 \times 10^7$
۴	$4,057 \times 10^8$	$3,59 \times 10^7$
۵	$4,836 \times 10^8$	$4,476 \times 10^7$
۶	$5,534 \times 10^8$	$5,359 \times 10^7$
۷	$6,157 \times 10^8$	$6,242 \times 10^7$

شکل ۳، تغییرات فعالیت محصولات اصلی را بر حسب زمان در طول فرایند پرتودهی و خنک سازی نشان می دهد. براساس نتایج به دست آمده از جدول ۲، مقدار فعالیت یوروپیم-۱۵۲ و یوروپیم-۱۵۴ در طول مدت زمان پرتودهی افزایش می یابد. به این خاطر که علاوه بر تولید یوروپیم-۱۵۲ از یوروپیم-۱۵۱ و تولید یوروپیم-۱۵۴ از یوروپیم-۱۵۳، تولید این دو هسته پرتوزا از طریق زنجیره ی واپاشی شروع شده از یوروپیم-۱۵۰ نیز امکان پذیر است. به این صورت که بعد از یوروپیم-۱۵۰ با جذب

جدول (۳): میزان فعالیت ناخالصی‌های تولید شده حاصل از پرتودهی یوروپیم طبیعی به ازای ساعت‌های مختلف پرتودهی.

مدت زمان پرتودهی (روز)	فعالیت یوروپیم-۱۵۵ (Bq)	فعالیت یوروپیم-۱۵۶ (Bq)	فعالیت یوروپیم-۱۵۷ (Bq)	فعالیت یوروپیم-۱۵۸ (Bq)	فعالیت گادولینیم- ۱۵۲ (Bq)	فعالیت گادولینیم- ۱۵۳ (Bq)	فعالیت گادولینیم- ۱۵۹ (Bq)	فعالیت ساماریم-۱۵۳ (Bq)
۱	$6,947 \times 10^4$	$4,834 \times 10^4$	$1,215 \times 10^2$	$2,998 \times 10^2$	$1,032 \times 10^{-9}$	$1,801 \times 10^2$	$1,281 \times 10^{-3}$	$1,027 \times 10^4$
۲	$2,77 \times 10^0$	$3,844 \times 10^0$	$1,634 \times 10^3$	$2,551 \times 10^3$	$4,021 \times 10^{-9}$	$1,389 \times 10^3$	$4,422 \times 10^{-2}$	$7,46 \times 10^4$
۳	$6,189 \times 10^0$	$1,279 \times 10^6$	$7,007 \times 10^3$	$6,682 \times 10^3$	$8,776 \times 10^{-9}$	$4,482 \times 10^3$	$3,371 \times 10^{-1}$	$2,276 \times 10^0$
۴	$1,092 \times 10^6$	$2,984 \times 10^6$	$1,903 \times 10^4$	$2,049 \times 10^4$	$1,512 \times 10^{-8}$	$1,014 \times 10^4$	۱,۳۹۹	$4,885 \times 10^0$
۵	$1,693 \times 10^6$	$5,731 \times 10^6$	$4,044 \times 10^4$	$3,962 \times 10^4$	$2,288 \times 10^{-8}$	$1,888 \times 10^4$	۴,۱۶۵	$8,66 \times 10^0$
۶	$2,418 \times 10^6$	$9,738 \times 10^6$	$7,286 \times 10^4$	$6,763 \times 10^4$	$3,192 \times 10^{-8}$	$3,112 \times 10^4$	$1,004 \times 10^1$	$1,362 \times 10^6$
۷	$3,266 \times 10^6$	$1,521 \times 10^7$	$1,217 \times 10^5$	$1,06 \times 10^5$	$4,209 \times 10^{-8}$	$4,712 \times 10^4$	$2,092 \times 10^1$	$1,973 \times 10^6$

شکل ۴ تغییرات فعالیت برخی از ناخالصی‌های تولید شده را برحسب زمان در طول فرایند پرتودهی و خنک‌سازی نشان می‌دهد.



شکل (۴): فعالیت ناخالصی‌ها برحسب زمان (از زمان پرتودهی تا انتهای خنک‌سازی).

از آنجایی که ارزیابی مقدار فعالیت سایر محصولات تولیدشده در طول فرایند پرتودهی امری مهم و ضروری است، به بررسی نتایج حاصل از آنها پرداختیم. نتایج جدول ۳ نشان می‌دهد، مقدار فعالیت سایر محصولات تولید شده در طول مدت زمان پرتودهی یک روند افزایشی خواهند داشت.

براساس نتایج جدول ۳، مقدار فعالیت ناخالصی‌هایی همچون گادولینیم-۱۵۳ (۲۴۰/۴ روز) و گادولینیم-۱۵۹ (۱۸/۴۸ ساعت) نسبت به محصولات اصلی بسیار کم و ناچیز بوده و با گذشت زمان در طول فرایند خنک سازی این مقدار کمتر نیز خواهد شد. به دلیل نیمه عمر قابل توجه گادولینیم-۱۵۲، روند کاهش فعالیت برای این ناخالصی کندتر خواهد بود. فعالیت یوروپیم-۱۵۷ (۱۵/۱۸ ساعت) و یوروپیم-۱۵۸ (۴۵/۹ ساعت) نیز به دلیل داشتن نیمه عمر بسیار پایین تر نسبت به محصولات اصلی و همچنین فعالیت کمتر در مقایسه با آنها، در طول مدت زمان خنک سازی روند کاهشی خواهند داشت.

همچنین همان‌طور که شکل ۴ نشان می‌دهد، مقدار فعالیت ناخالصی‌های تولیدشده شامل ساماریم-۱۵۳ (۶۶/۲۸ ساعت) بعد از اتمام زمان پرتودهی و شروع فرایند خنک‌سازی کاهش می‌یابد. اما میزان فعالیت یوروپیم-۱۵۶ (۱۵/۱۹ روز) و در طول مدت زمان خنک‌سازی، روند کاهشی کندی خواهند داشت. از طرف دیگر، مقدار فعالیت یوروپیم-۱۵۵ (۴/۷۵ سال) و گادولینیم-۱۵۲ بعد از اتمام زمان پرتودهی و شروع فرایند خنک‌سازی، تقریباً ثابت می‌ماند؛ لذا با توجه به اینکه دو ناخالصی تولیدشده یوروپیم-۱۵۵ و گادولینیم-۱۵۲ دارای نیمه‌عمر طولانی و طیف انرژی‌های گاما مشابه با دو محصول اصلی تولیدشده می‌باشند، باید مورد بررسی قرار گیرند تا در صورت ایجاد مشکل در طول فرآیند تجربی اقدامات لازم صورت گیرد. اما با توجه به اختلاف بسیار زیاد بین فعالیت سایر ناخالصی‌ها و فعالیت محصولات اصلی، می‌توان از آنها صرف‌نظر کرد.

در نهایت باتوجه به داده‌های استخراج شده از شکل‌های ۳ و ۴، درصد ناخالصی‌های تولید شده نسبت به محصولات اصلی در پایان فرایند خنک سازی در حدود ۱ درصد است که این مقدار، ناچیز و قابل چشم‌پوشی است.

جدول (۴): درصد ناخالصی‌ها نسبت به محصولات اصلی در پایان

فرایند خنک‌سازی

ناخالصی‌ها	درصد ناخالصی‌های تولیدشده در پایان زمان خنک‌سازی
یوروپیم-۱۵۵	۰/۴۸٪
یوروپیم-۱۵۶	۰/۵۷٪
گادولینیم-۱۵۳	۰/۰۰۶۴٪
ساماریم-۱۵۳	۶×۱۰ ^{-۶} ٪

۴. نتیجه‌گیری

به‌منظور استفاده از آشکارسازهای مختلف، به‌خصوص آشکارساز HPGe، باید حتماً فرایند مقیاس‌بندی صورت بگیرد. برای این منظور می‌توان از هسته‌های پرتوزا با ویژگی‌های مناسب جهت کالیبره کردن آشکارساز استفاده کرد. بر طبق ویژگی‌های منحصر به فرد یوروپیم طبیعی و نتایج به‌دست آمده از محاسبات، مشخص شد که می‌توان از هسته‌های پرتوزای تولیدشده حاصل از پرتودهی یوروپیم طبیعی شامل یوروپیم-۱۵۲ و یوروپیم-۱۵۴ جهت کالیبره کردن آشکارساز HPGe به منظور استفاده در طیف‌سنجی گاما بهره برد. در نهایت می‌توان نتیجه گرفت، از آنجایی که محاسبات هسته‌ای مقادیر فعالیت، نقش مؤثری در امکان‌سنجی تولید هسته‌های پرتوزا دارد؛ استفاده از روش‌های نظری و نرم‌افزارهای محاسباتی، می‌تواند روش دقیقی برای تخمین نوع و مقدار فعالیت محصولات تولیدشده و ناخالصی‌های حاصل باشد و از این طریق بتوان قبل از انجام هر فرایند تجربی از ایجاد هرگونه مشکل و اختلالی جلوگیری کرد.

۶. مراجع

10. H. Yücel, S. Zümrüt, R. B. Narttürk, G. Gedik. Efficiency calibration of a coaxial HPGe detector-Marinelli beaker geometry using an ^{152}Eu source prepared in epoxy matrix and its validation by efficiency transfer method. *Nucl. Eng. Tech.* 51 (2) (2019) 526-532.
11. A. El Abd, M. Mostafa, M. A. El-Amir. Production of $^{152}, ^{154}\text{Eu}$ mixed sources for calibrations of gamma-ray spectrometers. *J. Radioanalytical Nucl. Chem.* 293 (1) (2012) 255-260.
12. M. Pazoki, H. Jafari, Z. Gholamzadeh. Studying the effect of backgrounds on the determination of radiative thermal neutron capture cross-section in the neutron powder diffraction facility of the Tehran research reactor. *Radiat. Phys. Eng.* 4 (2) (2023) 9-17.
۱۳. ن. سالک، م. شمسایی، س. شیروانی، ع. بهرامی سامانی، م. قنادی مراغه. تولید هسته‌ی پرتوزای لوتسیم بدون حامل افزوده با پرتودهی هدف طبیعی و غنی شده در رآکتور تحقیقاتی تهران برای مقاصد پزشکی هسته‌ای. مجله علوم و فنون هسته‌ای. ۳۷ (۳) (۱۳۹۵) ۱-۸.
14. S. Sheibani, H. Pourbeigi, Y. H. Tavakoli, M. Keyvani. Production and evaluation of ^{186}Re radionuclide in the Tehran Research Reactor for therapeutic applications. *J. Nucl. Sci. Tech (JonSat)*. (2010) 31 (1) 58-62.
۱۵. م. شریفی، ح. یوسف نیا، ع. بهرامی سامانی، ا. جلیلیان، س. ذوالقدری، م. قنادی مراغه. مطالعه نظری و تجربی تولید رادیونوکلید درمانی تربیم-۱۶۱ در رآکتور تحقیقاتی تهران. مجله علوم و فنون هسته‌ای. ۳۵ (۴) (۱۳۹۳) ۳۷-۴۴.
۱۶. س. ا. حسینی، م. قنادی مراغه، ع. بهرامی سامانی، س. شیروانی، ح. صالحی. امکان‌سنجی تولید رادیونوکلید صنعتی پروتیم-۱۴۷ به روش پرتودهی نوترونی نئودیم
۱. م. معینی فر، ا. شیرانی، خ. رحمانی. تعیین لایه مرده و بازده قله تمام-انرژی آشکارساز HPGe با استفاده از کد MCNP و نتایج تجربی. پژوهش فیزیک ایران. ۱۶ (۴) (۱۳۹۵) ۳۷۵-۳۸۱.
۲. ح. رنجبر، ع. یوسفی. ارزیابی عدم قطعیت در اندازه‌گیری سزیم-۱۳۷ موجود در آب با طیف سنجی گاما. مجله علوم و فنون هسته ای. ۴۰ (۴) (۱۳۹۸) ۳۷-۴۲.
3. S. F. Taheri, A. Shirani. Determination of virtual point for HPGe detector at various gamma rays energies by simulation and experimental methods. *J. Radiat. Safety Measurement* 9 (4) (2020) 171-178.
4. N. Tsoulfanidis. *Measurement and Detection of Radiation*. 2nd Ed. Taylor & Francis, New York, 1995.
5. A. Barba-Lobo, E. G. San Miguel, R. L. Lozano, J. P. Bolívar. A general methodology to determine natural radionuclides by well-type HPGe detectors. *Measurement* 181 (2021) 109561.
6. A. Luca, B. Neacsu, A. Antohe, M. Sahagia. Calibration of the high and low resolution gamma-ray spectrometers. *Rom. Rep. Phys.* 64 (4) (2012) 968-976.
7. N. Hafizoğlu. Efficiency and energy resolution of gamma spectrometry system with HPGe detector depending on variable source-to-detector distances. *Eur. Phys. J. Plus.* 139 (2024) 134.
8. B.-L. Yang, Q. Zhou, J. Zhang, S.-M. Yao, Z.-S. Li, W.-H. Li, F. Tuo. Performances of different efficiency calibration methods of high-purity-germanium gamma-ray spectrometry in an inter-comparison exercise. *Nucl. Sci. Tech.* 30 (3) (2019) 37.
9. D. Testov. Energy calibration of HPGe detector using the high-energy characteristic γ rays in ^{13}C formed in $^{6}\text{Li}+^{12}\text{C}$ reaction. *Nucl. Sci. Tech.* 31 (5) (2020) 57-63.

در رآکتور تحقیقاتی تهران. مجله علوم و فنون هسته‌ای. ۴۱

(۱) (۱۳۹۹) ۳۱-۲۵.

17. P. Tahavori, H. Ranjbar, S. M. R. Aghamiri, S. Shirvani. Optimization of natural cerium irradiation time and cooling time to produce new therapeutic radionuclide. *J. Radiat. Safety Measurement* 10 (1) (2022) 37-44

۱۸. ز. پورحبیب، ح. رنجبر، ع بهرامی سامانی، ع. شکری.

ارزیابی خلوص رادیونوکلئیدی رنیوم-۱۸۶ و ۱۸۸ تولید

شده از پرتودهی رنیوم طبیعی. مجله علوم و فنون هسته‌ای.

۴۱ (۳) (۱۳۹۹) ۵۲-۴۵.