



انجمن حفاظت در برابر اشعه ایران

## مقاله پژوهشی

مجله سنجش و ایمنی پرتو، جلد ۱۰، شماره ۱، زمستان ۱۴۰۰، صفحه ۳۷-۴۴

تاریخ دریافت مقاله: ۱۴۰۰/۱۰/۱۳، تاریخ پذیرش مقاله: ۱۴۰۰/۱۲/۱۸



# بهینه‌سازی مدت‌زمان پرتودهی سریم طبیعی و خنک‌سازی آن به‌منظور تولید رادیونوکلئید جدید درمانی

پریسا تهوری<sup>۱</sup>، حسن رنجبر<sup>۲\*</sup>، سید محمودرضا آقامیری<sup>۱</sup> و سیمین دخت شیروانی<sup>۲</sup>

<sup>۱</sup>گروه پرتوپزشکی، دانشکده مهندسی هسته‌ای، دانشگاه شهید بهشتی، تهران، ایران.

<sup>۲</sup>پژوهشکده چرخه سوخت هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران، تهران، ایران.

\*تهران، سازمان انرژی اتمی ایران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده چرخه سوخت هسته‌ای، کدپستی: ۸۴۸۶-۱۱۳۶۵

پست‌الکترونیکی: hranjbar@aeoi.org.ir

## چکیده

استفاده از رادیوداروها برای درمان، تسکین و کنترل بعضی از بیماری‌ها در پزشکی هسته‌ای از اهمیت بسیار زیادی برخوردار است. انتخاب رادیونوکلئید برای کاربردهای درمانی به عوامل مختلفی از جمله نیمه‌عمر، اکتیویته ویژه، نوع و انرژی پرتوی ساطع‌شده از آن، بستگی دارد. پرازئودیمیم-۱۴۳ یک رادیونوکلئید با نیمه‌عمر بلند و گسیلنده ذره بتای خالص است. این رادیونوکلئید خصوصیات مطلوب هسته‌ای جهت کاربردهای درمانی در پزشکی هسته‌ای دارد و می‌توان آن را به‌روش غیرمستقیم و از پرتودهی سریم طبیعی تولید کرد. در این تحقیق تولید Pr-143 به دو روش محاسباتی و تجربی مورد ارزیابی قرار گرفت. مدت‌زمان پرتودهی بهینه و مدت‌زمان بهینه پس از پرتودهی از طریق حل هم‌زمان معادله‌های دیفرانسیلی زنجیره‌های واپاشی برای هدف سریم طبیعی به‌دست آمد. نتایج نشان داد که مدت‌زمان پرتودهی بهینه، ۵ روز و مدت‌زمان خنک‌سازی ۴ روز می‌باشد. با توجه به اختلاف نسبی ۴/۶ درصدی بین نتایج تجربی و محاسباتی، اندازه‌گیری تجربی اکتیویته با نتایج محاسباتی سازگاری خوبی دارند و می‌توان نتیجه گرفت که برای تولید بیشینه اکتیویته رعایت شرایط فوق مهم است.

کلیدواژگان: سریم طبیعی، پرازئودیمیم-۱۴۳، رادیونوکلئید درمانی، پرتودهی نوترونی، راکتور تحقیقاتی تهران.

## ۱. مقدمه

درمورد محصولات دیگر هم گزارش شده و باید به آن‌ها توجه کرد. آنتی‌بادی‌های نشان‌دارشده با مواد رادیواکتیو مثل آنتی‌بادی‌های مونوکلونال کانژوگه‌شده با <sup>90</sup>Y-DOTA و عوامل ویژه گیرنده مثل <sup>90</sup>Y-DOTA-Octreotide برخی از محصولات هستند که به‌طور گسترده برای درمان انواع مختلف تومورها بررسی و گزارش شده‌اند [۱]. انتخاب رادیونوکلئید

شروع استفاده از روش درمان‌های هدفمند در پزشکی هسته‌ای از حدود ۸۰ سال قبل بود. درمان با استفاده از رادیونوکلئیدها در دهه گذشته با استفاده روزافزون از محصولات تسکین درد متاستازی استخوان و رادیوسینوویورتز همراه شده است. البته در این رابطه، روش درمان با ید رادیواکتیو برای اختلالات تیروئیدی و هم‌چنین یافته‌های امیدوارکننده از سوی محققین

در روابط، اکتیویته رادیونوکلئید تریتیوم-۱۶۱ و تمام ناخالصی‌های تولیدی مورد محاسبه قرار گرفت. نتایج محاسبات نظری نشان داد که تولید تریتیوم-۱۶۱ به‌روش مستقیم، به‌علی چون اکتیویته ناچیز تولید شده و خلوص رادیونوکلئیدی پایین به‌علت وجود غیرقابل‌اجتناب تریتیوم-۱۶۰ در راکتور تحقیقاتی تهران به‌صرفه نخواهد بود [۳].

در کاری که توسط حسینی و همکاران انجام شد، روش تولید پروتیم با پرتوهای نوترونی نئودیمیم مورد بررسی تجربی و نظری قرار گرفت. در این روش برای به‌دست آوردن مقادیر  $^{147}\text{Pm}$  موردانتظار، با توجه به نیمه‌عمر مادر و دختر، باید زمان لازم برای واپاشی مادر و تولید این رادیوایزوتوپ حتی تا ۱/۵ سال در نظر گرفته شود. در این تحقیق بررسی نتایج به‌دست آمده از آزمایش‌های تجربی و مقایسه آن‌ها با مقادیر نظری و محاسباتی، تطابق قابل‌قبولی را در محدوده اعداد نشان می‌دهد [۴].

در تحقیقی که توسط پورحیب و همکاران انجام شد، به کمک برنامه‌نویسی متلب، شرایط بهینه برای تولید هم‌زمان  $^{186}\text{Re}$  و  $^{188}\text{Re}$  به‌روش مستقیم و از پرتوهای رنیم طبیعی ارزیابی و به‌دست آورده شد و اکتیویته محصولات و ناخالصی‌ها برای زمان پرتوهای ۲ تا ۷ روز محاسبه می‌گردد. در این محاسبات ۴ روز پرتوهای و یک روز خنک‌سازی به‌عنوان زمان بهینه معرفی می‌شوند تا ناخالصی‌هایی که در این روش تولید می‌شود در رادیودارو نهایی تاثیری نداشته باشد و نیازی به فرایند جداسازی نباشد [۵].

در فعالیت دیگری که توسط پورحیب و همکاران انجام گرفت، دو رادیوایزوتوپ رنیم ( $^{186}\text{Re}$  و  $^{188}\text{Re}$ ) به‌صورت عملی در شرایط بهینه، که توسط محاسبات نظری انجام شد، تولید گردید ( $^{186}\text{Re}$  و  $^{188}\text{Re}$ ) می‌تواند در از بین بردن تومورهای سرطانی مفید واقع شوند). داده‌های نظری با نتایج تجربی تطبیق

برای کاربردهای درمانی به عوامل مختلفی بستگی دارد. برخی از این عوامل شامل این موارد می‌شوند: ویژگی‌های پرتو منتشرشده (نوع و انرژی پرتو) نیمه‌عمر، اکتیویته ویژه، سهولت مصرف، فراوانی طبیعی نوکلئید هدف، خلوص رادیونوکلئیدی و امکان تولید رادیونوکلئید در فرم مناسب کاربرد. برای درمان بالینی رادیونوکلئیدی (RNT) معمولاً از رادیونوکلئیدهای گسیل‌کننده بتا استفاده می‌شود. وجود گسیل‌های گاما به‌میزان کم، سبب تسهیل تصویربرداری و تخمین‌های دزیمتری خواهد شد. اگرچه در حال حاضر از رادیونوکلئیدهای زیادی در RNT استفاده می‌شود، تحقیق برای پیدا کردن رادیونوکلئیدهای بیشتر با ویژگی‌های مطلوب درمانی هم‌چنان ادامه دارد [۲]. اغلب رادیونوکلئیدهای درمانی در راکتورهای هسته‌ای تولید می‌شوند و اساساً از واکنش  $n, \gamma$  به‌دست می‌آیند.

پرازئودیمیم-۱۴۳ رادیونوکلئید بتاگسیل با نیمه‌عمر ۱۳/۵۷ روز و انرژی بتای ۹۳۷ کیلوالکترون‌ولت (keV) می‌باشد؛ این ویژگی‌ها برای کاربرد به‌روش RNT جذاب هستند. پرازئودیمیم-۱۴۳ محصول واپاشی بتا از  $^{143}\text{Ce}$  و با نیمه‌عمر  $T_{1/2} = 33.04h$  است. بنابراین پرازئودیمیم-۱۴۳ را به‌وسیله فعال‌سازی نوترونی از ماده هدف از جنس سریم در یک راکتور هسته‌ای می‌توان تولید کرد و به‌همین دلیل می‌توان آن را به فرم بدون حامل به‌دست آورد. بنابراین  $^{143}\text{Pr}$  یک مکمل ایده‌آل برای  $^{32}\text{P}$  پرمصرف به‌حساب می‌آید ( $T_{1/2} = 14.3d$  و  $E_{\beta}(\max) = 1.71\text{MeV}$ ). چون انرژی بتای پایین‌تر و نیمه‌عمر مشابه دارد. به‌علاوه  $^{143}\text{Pr}$ ، که جزء گروه لانتانیدها است، عملکرد شیمیایی مشابه لوتسیوم، ساماریوم و هولمیم که در حال حاضر کاربردهای درمانی زیادی دارند، نشان می‌دهد.

در تحقیقی که توسط شریفی و همکاران انجام شد، روش‌های تولید تریتیوم-۱۶۱، به دو روش تئوری و عملی مورد ارزیابی قرار گرفت. در روش تئوری، با حل معادلات دیفرانسیلی زنجیره‌ای واپاشی و با اعمال مقادیر ثابت موجود

خواهد گرفت. همچنین تعیین مدت‌زمان پرتودهی و مدت خنک‌سازی بهینه، برای داشتن بیشترین اکتیویته پرازنوئیدیمیم-۱۴۳ مورد بررسی قرار خواهد گرفت و نهایتاً این رادیونوکلئید برای اولین بار در کشور به وسیله راکتور تحقیقاتی تهران تولید می‌گردد.

## ۲. مواد و روش

### ۱.۲. روش محاسباتی

محاسبات هسته‌ای و بررسی تئوری میزان اکتیویته رادیونوکلئیدها نقش کلیدی در امکان‌سنجی تولید و ارزیابی آن‌ها ایفا می‌کنند. این امر مهم غالباً توسط نرم‌افزارها و کدهای محاسباتی که برای این منظور توسعه یافته‌اند، صورت می‌پذیرد. در این تحقیق از نرم‌افزار MATLAB برای محاسبات مربوطه استفاده شد. در این کار از سریم طبیعی که دارای چهار ایزوتوپ پایدار با فراوانی‌های ذکر شده در جدول ۱ است، استفاده شده است. در پرتودهی سریم طبیعی در راکتور با توجه به مقدار سطح مقطع جذب نوترونی پدیده گیراندازی نوترون و فعال‌سازی نوترونی رخ می‌دهد که سبب تولید رادیونوکلئیدهای متوالی و پی‌درپی شده و در نهایت با تولید سریم-۱۴۳ و واپاشی بتای آن، رادیونوکلئید پرازنوئیدیمیم-۱۴۳ تولید می‌شود.

جدول: (۱) فراوانی ایزوتوپی سریم طبیعی.

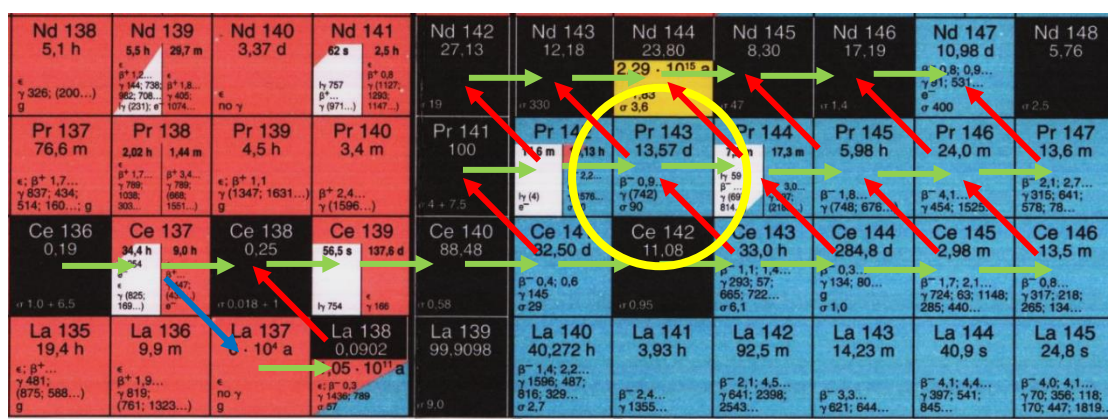
فراوانی (%)	ایزوتوپ‌های سریم
۰/۱۹	Ce-136
۰/۲۵	Ce-138
۸۷/۴۸	Ce-140
۱۱/۰۸	Ce-142

شکل ۱ طرح شماتیکی از رادیونوکلئیدهای تولیدی محتمل و واپاشی آن‌ها را نشان می‌دهد.

خوبی دارند و حداکثر خطای نسبی برابر ۸ درصد به دست می‌آید [۶].

در تحقیقی دیگر از ویمالنات و همکاران، به تفصیل درباره جداسازی و خالص‌سازی پرازنوئیدیمیم-۱۴۳ که در راکتور تولید شده، پرداخته می‌شود. در این مقاله نمونه‌هایی با وزن ۱۰-۵۰۰ mg سریم آمونیوم سولفات و سریم اکسید در کپسول‌های آلومینیومی قرار می‌گیرند و در راکتور مرکز تحقیقات بمبئی هند به مدت ۷ روز در معرض شار تقریبی  $1 \times 10^{13}$  قرار می‌گیرند. پس از خالص‌سازی پرازنوئیدیمیم-۱۴۳، این رادیونوکلئید را با هیدروکسی آپاتیت نشان‌دارسازی می‌کنند. این رادیونوکلئید می‌تواند جهت درمان تومورهای نزدیک به سطح پوست مناسب می‌باشد [۷].

تومیتارو و همکارش در تحقیقی به تولید پرازنوئیدیمیم-۱۴۳ از پرتودهی اورانیم پرداختند. هدف آن‌ها از تولید پرازنوئیدیمیم-۱۴۳ به این روش، رسم منحنی واپاشی، مقایسه انرژی بیشینه ذرات بتای واپاشی رادیونوکلئید و نیز نیمه‌عمر آن در برابر مقادیر تجربی در آن زمان بود. اورانیوم دی‌اکسید در راکتور JRR-1 به مدت ۵ ساعت تحت شار نوترونی  $5 \times 10^{11}$  قرار گرفت. آنان زمان خنک‌سازی را ۲ روز در نظر گرفتند. در اثر شکافت اورانیوم، سریم-۱۴۳ به عنوان یکی از محصولات شکافت تولید می‌شود. این رادیونوکلئید به پرازنوئیدیمیم-۱۴۳، یعنی دختر هسته‌اش، واپاشیده می‌شود. بدین منظور پس از ۵ روز تقریباً بیشتر هسته‌های سریم-۱۴۳ به پرازنوئیدیمیم-۱۴۳ واپاشیده شده‌اند [۸]. برخلاف کار دیگران که از محصولات پاره‌های شکافت و یا پرتودهی ماده هدف و به روش مستقیم برای تولید رادیونوکلئیدها بهره بردند، در این تحقیق به روش غیرمستقیم و از پرتودهی سریم طبیعی به روش محاسباتی و هم به روش تجربی تولید پرازنوئیدیمیم-۱۴۳ مورد ارزیابی قرار



شکل (۱): طرح شماتیک رادیونوکلیدهای محتمل تولیدی از پرتودهی سریم طبیعی (جهت‌نمای سبز: واکنش  $n, \gamma$  جهت‌نمای قرمز: واپاشی بتامنی جهت‌نمای آبی: واپاشی بتامثبت).

انجام شده است، به این صورت که در فاز اول زمان پرتودهی را ۴۸ ساعت لحاظ کرده و زمان پس از پرتودهی را (خنک‌سازی و زمان لازم برای واپاشی سریم-۱۴۳ به پراژئودیمیم-۱۴۳ و فرآیند رادیوشیمیایی) ۱، ۲، ۳، ۴، ۵، ۶ و ۷ روز در نظر گرفته می‌شود تا مدت‌زمان مناسب و بهینه برای بعد از پرتودهی مشخص شود.

در فاز دوم با ثابت نگه‌داشتن زمان پس از پرتودهی، مدت پرتودهی نمونه در راکتور را ۱، ۲، ۳، ۴، ۵، ۶ و ۷ روز در نظر گرفته و محاسبات برای تعیین مدت‌زمان بهینه پرتودهی انجام می‌گردد.

## ۲.۲. آزمایشات تجربی

محلول حاوی ۱ میلی‌گرم ماده هدف سریم طبیعی در آمپول کوارتز تحت جو نیتروژن حرارت ۵۰°C داده شد. سپس کپسول کوارتزی درون محفظه‌ی استوانه‌ای از جنس آلومینیوم قرار گرفته و کاملاً آب‌بند شده و برای پرتودهی نوترونی به راکتور تحقیقاتی تهران ارسال می‌گردد. از اپراتور راکتور خواسته می‌شود تا نمونه در مکانی از قلب راکتور قرار داده شود که شار نوترونی آن ناحیه حدود  $5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$  باشد و زمان پرتودهی را مطابق آنچه محاسبات، زمان بهینه به‌دست آوردند، برای ماندن نمونه در راکتور تعیین می‌کنیم.

با توجه به معادله بیتمن (Bateman) معادله‌ی تولید و واپاشی رادیونوکلید را می‌توان به‌صورت زیر نوشت [۹]:

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

که  $N_i(t)$  چگالی تعداد نوکلید  $i$  در زمان  $t$ .

$\varphi$  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 نوکلید  $n$  به نوکلید  $m$

و شرایط اولیه  $N_i(0) = N_{i0}$

معادله (۱) مجموعه‌ای از معادلات دیفرانسیل مرتبه‌ی اول همگن است و می‌تواند به‌شکل ماتریس کلی زیر نوشته شود:

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

با حل هم‌زمان معادلات با استفاده از نرم‌افزار MATLAB برای رادیونوکلیدهایی که در راکتور تولید می‌شوند، در نهایت معادله‌ی  $A = \lambda N$  ما را به اکتیویته‌ها می‌رساند. مقادیر مربوط به ثابت‌های واپاشی و سطح مقطع‌ها در معادلات به‌کاربرده‌شده، از سایت آژانس بین‌المللی انرژی اتمی استفاده شده است [۱۰].

در مطالعه‌ی حاضر، محاسبات در دو فاز براساس پرتودهی ۱ میلی‌گرم سریم طبیعی در شار نوترونی  $5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$

همان‌طور که از جداول ۲ و ۳ مشخص است، با افزایش زمان خنک‌سازی، تعداد هسته‌ها و اکتیویته رادیونوکلئید سریم-۱۴۳ کاهش پیدا می‌کند. هرچند این کاهش مقدار سریم-۱۴۳ که به‌عنوان یک ناخالصی عمل می‌کند، امری مطلوب شمرده می‌شود و می‌تواند خوب باشد؛ ولیکن از آن طرف، مقدار و میزان اکتیویته پرازئودیمیم-۱۴۳، به‌عنوان محصول اصلی، پس از یک روند افزایشی تا ۴ روز، یک روند کاهش را تجربه می‌کند که برای داشتن بیشترین اکتیویته مناسب نیست.

جدول (۳): اکتیویته سریم-۱۴۳ و پرازئودیمیم-۱۴۳ حاصل از پرتودهی هدف سریم طبیعی.

مدت زمان پرتودهی (ساعت)	مدت زمان خنک‌سازی (ساعت)	اکتیویته رادیونوکلئید سریم-۱۴۳ (MBq)	اکتیویته رادیونوکلئید پرازئودیمیم-۱۴۳ (MBq)
۲۴	۲۴	۱۳/۰۱	۲/۰۰
۴۸	۴۸	۷/۸۲	۲/۴۱
۷۲	۷۲	۴/۷۵	۲/۶۰
۹۶	۹۶	۲/۸۷	۲/۶۵
۱۲۰	۱۲۰	۱/۸۳	۲/۶۳
۱۴۴	۱۴۴	۱/۰۵	۲/۵۷
۱۶۸	۱۶۸	۰/۶۴	۲/۴۸

علت روند افزایشی و سپس کاهش اکتیویته پرازئودیمیم-۱۴۳ این است که با اتمام پرتودهی، فرایند تولید هسته‌های سریم-۱۴۳ متوقف شده ولی روند تولید هسته‌های پرازئودیمیم-۱۴۳ ناشی از واپاشی هسته مادرش، یعنی سریم-۱۴۳، همچنان ادامه دارد که این تولید تا حدود ۴ روز سبب افزایش اکتیویته آن می‌شود ولی بعد از آن چون مقدار زیادی از سریم به پرازئودیمیم تبدیل شده است و با توجه به واپاشی خود پرازئودیمیم-۱۴۳، لذا سرعت واپاشی از تولید بیشتر شده و در نتیجه میزان اکتیویته آن رو به کاهش خواهد رفت. بنابراین مدت زمان حدود ۴ روز (۹۶ ساعت) برای پس از پرتودهی، زمان بهینه تلقی شود.

پس از ترخیص نمونه از راکتور، نمونه سرد شده و سپس برای حل شدن رسوب خشک پرتو دیده، محلول اسیدنیتریک ۱۰ درصد اضافه شده و سپس محلول موجود در کیسول کوارتزی با سرنگ کشیده شده و در ویال خلأ تخلیه می‌شود. طیف گامای محلول حاصل با استفاده از یک سیستم طیف‌سنجی گاما مجهز به آشکارساز HPGe به‌دست می‌آید و برای اندازه‌گیری اکتیویته نمونه استفاده می‌گردد.

### ۳. نتایج و بحث

جدول ۲ تعداد هسته‌های رادیونوکلئید اصلی یعنی پرازئودیمیم-۱۴۳ و رادیونوکلئید مولد آن یعنی سریم-۱۴۳ را که از محاسبات تئوری برای پرتودهی ۱ میلی‌گرم سریم طبیعی به مدت ۴۸ ساعت و پس از خنک‌سازی در ۷ روز متوالی نشان می‌دهد.

جدول (۲): تعداد هسته‌های سریم-۱۴۳ و پرازئودیمیم-۱۴۳ حاصل از پرتودهی هدف سریم طبیعی و پس از زمان‌های مختلف سرد شدن.

مدت زمان پرتودهی (ساعت)	مدت زمان خنک‌سازی (ساعت)	تعداد رادیونوکلئیدهای سریم-۱۴۳ (پایان فرآیند)	تعداد رادیونوکلئیدهای پرازئودیمیم-۱۴۳ (پایان فرآیند)
۲۴	۲۴	$2/23 \times 10^{12}$	$3/39 \times 10^{12}$
۴۸	۴۸	$1/34 \times 10^{12}$	$4/08 \times 10^{12}$
۷۲	۷۲	$8/14 \times 10^{11}$	$4/39 \times 10^{12}$
۹۶	۹۶	$4/92 \times 10^{11}$	$4/49 \times 10^{12}$
۱۲۰	۱۲۰	$2/97 \times 10^{11}$	$4/45 \times 10^{12}$
۱۴۴	۱۴۴	$1/80 \times 10^{11}$	$4/35 \times 10^{12}$
۱۶۸	۱۶۸	$1/09 \times 10^{11}$	$4/20 \times 10^{12}$

مقدار اکتیویته هر رادیونوکلئید از ضرب تعداد هسته‌هایش (جدول ۲) در ثابت واپاشی ( $\lambda = \frac{\ln 2}{T_{1/2}}$ ) آن رادیونوکلئید به‌دست می‌آید که جدول ۳ میزان اکتیویته رادیونوکلئیدهای سریم-۱۴۳ و پرازئودیمیم-۱۴۳ را نشان می‌دهد.

همان‌طور که نتایج جدول ۴ و ۵ نشان می‌دهد، هرچه زمان پرتودهی بیشتر باشد، اکتیویته و مقدار پرازئودیمیم-۱۴۳ نیز بیشتر می‌شود ولی شیب افزایش اکتیویته کندتر می‌شود؛ به عبارتی دیگر، هرچه روزهای پرتودهی می‌گذرد، افزایش اکتیویته نسبت به روز قبلی افزایش کمتری خواهد داشت. از طرف دیگر، میزان اکتیویته سریم-۱۴۳، به‌عنوان مولد و مادر پرازئودیمیم-۱۴۳، بعد از ۵ روز پرتودهی، دیگر افزایش بسیار کمی خواهد داشت؛ لذا نتیجه این است که زمان بهینه برای پرتودهی می‌تواند حدود ۵ روز (۱۲۰ ساعت) در نظر گرفته شود.

نتایج کار تجربی و عملی برای این تحقیق (پرتودهی نمونه واقعی در راکتور) از دو جنبه بسیار حائز اهمیت است. اول اینکه می‌توان اثبات کرد روش محاسبات و نتایج آن آیا قابل قبول هست یا نه. جنبه دوم که بسیار اهمیت دارد این است که چون پرازئودیمیم-۱۴۳ یک بتاگسیل خالص، یعنی بدون هرگونه تابش گاما است؛ بنابراین اندازه‌گیری اکتیویته آن با روش گاما اسپکترومتری امکان‌پذیر نمی‌باشد؛ لذا برای اطمینان از میزان اکتیویته تولید شده آن، اگر اکتیویته سریم-۱۴۳ از روش محاسباتی با نتایج تجربی، که قابل اندازه‌گیری است، مطابقت داشته باشد، آن‌گاه می‌توان نتایج محاسباتی اکتیویته پرازئودیمیم-۱۴۳ را مورد پذیرش و استفاده قرار داد.

جدول ۶ مقادیر اکتیویته رادیونوکلئیدهای سریم-۱۴۳ و پرازئودیمیم-۱۴۳ به روش محاسباتی و تجربی برای پرتودهی سریم طبیعی ۵ روز و بعد از ۴ روز خنک‌سازی را نشان می‌دهد.

جدول (۶): مقایسه اکتیویته رادیونوکلئیدها پس از مدت ۵ روز پرتودهی با نوترون و پس از ۴ روز خنک شدن.

رادینوکلئید	اکتیویته محاسبه شده (MBq)	اکتیویته اندازه‌گیری شده (MBq)	اختلاف (%)
سریم-۱۴۳	۴/۱۶	۴/۳۵	۴/۶٪
پرازئودیمیم-۱۴۳	۶/۴۴	-	-

پس از اینکه مدت‌زمان بهینه برای پس از پرتودهی ۴ روز تعیین شد، محاسبات اکتیویته سریم-۱۴۳ و پرازئودیمیم-۱۴۳ با مدت پرتودهی ۱ تا ۷ روز انجام گردید که جدول ۴ تعداد هسته‌های رادیونوکلئید پرازئودیمیم-۱۴۳ و رادیونوکلئید سریم-۱۴۳ را که از پرتودهی ۱ میلی‌گرم سریم طبیعی با مدت‌زمان‌های مختلف ۱ تا ۷ روز و خنک‌سازی ۴ روز را نشان می‌دهد.

جدول (۴): تعداد هسته‌های سریم-۱۴۳ و پرازئودیمیم-۱۴۳ حاصل از پرتودهی هدف سریم طبیعی با مدت زمان‌های مختلف.

مدت زمان پرتودهی (ساعت)	مدت زمان خنک‌سازی (ساعت)	تعداد رادیونوکلئیدهای رادینوکلئیدهای (پایان فرآیند)	تعداد رادیونوکلئیدهای سریم-۱۴۳ (پایان فرآیند)
۲۴		$2/24 \times 10^{11}$	$3/07 \times 10^{11}$
۴۸		$4/49 \times 10^{11}$	$4/92 \times 10^{11}$
۷۲		$6/69 \times 10^{11}$	$6/04 \times 10^{11}$
۹۶	۹۶	$8/83 \times 10^{11}$	$6/72 \times 10^{11}$
۱۲۰		$1/09 \times 10^{12}$	$7/13 \times 10^{11}$
۱۴۴		$1/29 \times 10^{12}$	$7/37 \times 10^{11}$
۱۶۸		$1/47 \times 10^{12}$	$7/52 \times 10^{11}$

جدول ۵ میزان اکتیویته سریم-۱۴۳ و پرازئودیمیم-۱۴۳ را تحت شرایط پرتودهی و خنک‌سازی بالا نشان می‌دهد.

جدول (۵): اکتیویته سریم-۱۴۳ و پرازئودیمیم-۱۴۳ حاصل از پرتودهی هدف سریم طبیعی.

مدت زمان پرتودهی (ساعت)	مدت زمان خنک‌سازی (ساعت)	اکتیویته رادیونوکلئید (MBq)	اکتیویته رادینوکلئید (MBq)
۲۴		۱/۳۲	۱/۷۹
۴۸		۲/۶۵	۲/۸۷
۷۲		۳/۹۶	۳/۵۲
۹۶	۹۶	۵/۲۲	۳/۹۲
۱۲۰		۶/۴۴	۴/۱۶
۱۴۴		۷/۶۳	۴/۳۰
۱۶۸		۸/۶۹	۴/۳۹

اکتیویته را برای شرایط گوناگون و متفاوت مثلاً در زمان‌های مختلف تابش و همچنین بعد از اتمام پرتودهی محاسبه کرد. در این تحقیق به منظور رسیدن به اکتیویته بیشینه و مناسب، زمان پرتودهی بهینه و زمان بهینه بعد از پرتودهی برای تولید پرازنودیمیم-۱۴۳ از پرتودهی سریم طبیعی به روش محاسباتی انجام شد و مطابق با شرایط به دست آمده از روش محاسباتی، به صورت عملی تولید گردید.

از مقایسه نتایج تجربی و محاسباتی می‌توان نتیجه گرفت که نه تنها تخمین نوع و میزان رادیواکتیویته محصولات احتمالی تولیدشده، با روش محاسباتی دقیق قابل انجام است، بلکه چنانچه در بین محصولات، رادیونوکلئیدی پیدا شود که با توجه به ویژگی‌های هسته‌ای آن نتوان به صورت تجربی مورد شناسایی و ارزیابی قرار گیرد، از نتایج محاسباتی می‌توان به نوع و اکتیویته آن با دقت خوبی پی برد.

در نهایت با توجه به امکان‌پذیری تولید رادیونوکلئید پرازنودیمیم-۱۴۳ در راکتور تهران، می‌توان آن را به عنوان یک گزینه و نامزد برای مقاصد پزشکی پیشنهاد داد. همچنین با توجه به تولید رادیونوکلئیدهای دیگری به جز رادیونوکلئیدهای اصلی که به عنوان ناخالصی در تولید رادیودارو نام برده می‌شوند، ارزیابی و بررسی این ناخالصی‌ها برای پژوهش و فعالیت‌های آتی پیشنهاد می‌شود.

## ۵. تشکر و قدردانی

نویسندگان بر خود لازم می‌دانند مراتب تشکر و قدردانی صمیمانه خود را از رئیس و پرسنل آزمایشگاه شناسایی و مشخصه‌یابی رادیونوکلئیدها پژوهش‌شکده چرخه سوخت هسته‌ای پژوهش‌گاه علوم و فنون که ما را در انجام و ارتقاء کیفی این پژوهش یاری دادند، اعلام نمایند.

همان‌طور که نتایج جدول ۶ نشان می‌دهد، اختلاف نسبی بین نتایج محاسباتی و تجربی برای میزان اکتیویته سریم-۱۴۳ حدود ۴/۶ درصد است که نشان‌دهنده این است که تطابق و همخوانی خوبی با هم دارند. البته این میزان اختلاف به خاطر عدم قطعیت در اندازه‌گیری، خطای نمونه‌برداری برای آنالیز و عدم قطعیت در زمان و مکان قراردهی نمونه در راکتور می‌تواند رخ دهد که امری بدیهی و قابل چشم‌پوشی می‌باشد.

یکی از مهم‌ترین علت‌های دیگر این اختلاف مربوط به وابستگی سطح مقطع جذب نوترونی به انرژی نوترون است که با توجه به وجود نوترون‌های با طیف گسترده‌ای از انرژی‌ها در راکتور، در صورت قابل ملاحظه بودن سطح مقطع جذب نوترونی، برای نوترون‌های فوق حرارتی و سریع می‌بایست حتماً این موضوع را در محاسبات لحاظ کرد. در نهایت با توجه به تطابق نتایج حاصل برای سریم، می‌توان به میزان اکتیویته به دست آمده برای پرازنودیمیم-۱۴۳ اعتماد کرد و فعالیت‌های بعدی برای جداسازی و تولید رادیودارو را انجام داد.

در فعالیت شریفی و همکارانش اختلاف نتایج تجربی و محاسباتی در تولید رادیونوکلئید مورد نظرشان در حدود ۱۳٪ گزارش شده است. این اختلاف در کار حسینی و همکارانش در حدود ۵/۵٪ و در فعالیت پورحیب و همکاران حدود ۸٪ بیان شده است ولی در تحقیق حاضر این اختلاف در حدود ۴/۶٪ است که به دلیل دقت در رعایت مؤلفه‌هایی است که سبب ایجاد این اختلاف می‌شود.

## ۴. نتیجه‌گیری

اولین مرحله در تولید رادیودارو، تولید رادیوایزوتوپ می‌باشد. محاسبات هسته‌ای مقادیر رادیواکتیویته، نقش مهمی در امکان‌سنجی تولید رادیوایزوتوپ‌ها دارند. با به‌کاربردن روش‌های نظری با استفاده از نرم‌افزارهای محاسباتی، می‌توان

## ۵. مراجع

- [1] International Atomic Energy Agency, Vienna (Austria). Therapeutic applications of radiopharmaceuticals Proceedings of an international seminar (IAEA-TECDOC--1228). International Atomic Energy Agency (IAEA) (2001).
- [2] سالک، نفیسه. وثوقی، سارا. بهرامی سامانی، علی. محاسبات تولید مولد درون‌تنی  $^{166}\text{Dy}/^{166}\text{Ho}$  به‌روش پرتودهی نوترونی در راکتور تحقیقاتی تهران. مجله سنجش و ایمنی پرتو. دوره ۸ شماره ۶ (۱۳۹۹) ۵۳-۶۲.
- [3] شریفی، مهدی. یوسف نیا، حسن. بهرامی سامانی، علی. جلیلیان، امیررضا. ذوالقدری، سمانه. قنادی مراغه، محمد. مطالعه ی نظری و تجربی تولید رادیونوکلئید درمانی تربیم-۱۶۱ در راکتور تحقیقاتی تهران، مجله علوم و فنون هسته ای. دوره ۳۵ شماره ۴ (۱۳۹۳) ۴۴-۳۷.
- [4] حسینی، سیداحسان. قنادی مراغه، محمد. بهرامی سامانی، علی. شیروانی، سیمیندخت. صالحی، حجت‌اله. امکان‌سنجی تولید رادیونوکلئید صنعتی پرومتیم-۱۴۷ به روش پرتودهی نوترونی
- نئودیمیم در راکتور تحقیقاتی تهران. مجله علوم و فنون هسته ای، دوره ۹۱ شماره ۴ (۱۳۹۹) ۲۵-۳۱.
- [5] Z. Pourhabib, H. Ranjbar, A. Bahrami Samani, A.A. Shokri. Optimization of natural rhenium irradiation time to produce compositional radiopharmaceutical. Iranian Journal of Medical Physics 16 (2019) 362-367.
- [6] Z. Pourhabib, H. Ranjbar, A. Bahrami Samani, A.A. Shokri. Experimental and theoretical study of rhenium radioisotopes production for manufacturing of new compositional radiopharmaceuticals. Applied Radiation and Isotopes 145 (2019) 176-179.
- [7] K.V. Vimalnath, M.K. Das, M. Venkatesh, N. Ramamoorthy. Prospects and problems in the production of  $^{143}\text{Pr}$  for radionuclide therapy applications. Radiochimica Acta 93 (2005) 419-426.
- [8] T. Ishimori, Y. Kobayashi. Praseodymium-143 from neutron-irradiated uranium. Journal of Nuclear Science and Technology. 2(5) (1965) 181-182.
- [9] H. Bateman. The solution of a system of differential equations occurring in the theory of radioactive transformations. Proc. Cambridge Phil. Soc. 15 (1908) 423-427.
- [10] Evaluated Nuclear Data File (ENDF), <https://www-nds.iaea.org/exfor/endl.htm>.