



## شبیه‌سازی و تعیین رادیوردیاب مناسب جهت مطالعه رفتار عنصر سربیم در فرایند رادیوشیمیایی

علی بهرامی سامانی<sup>۱\*</sup>، بیژن طاهری<sup>۲</sup>، ایمان دهقان<sup>۲</sup>، سیمیندخت شیروانی آرانی<sup>۱</sup>

۱. پژوهشکده چرخه سوخت هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران، صندوق پستی: ۸۴۸۶-۱۱۳۶۵، تهران- ایران  
۲. گروه فنی و مهندسی، دانشگاه کاشان، کدپستی: ۸۷۳۱۷۵۳۱۵۳، کاشان- ایران

\*Email: [asamani@aeoi.org.ir](mailto:asamani@aeoi.org.ir)

### مقاله پژوهشی

تاریخ دریافت مقاله: ۱۴۰۲/۵/۲۶ تاریخ بازنگری مقاله: ۱۴۰۲/۹/۲ تاریخ پذیرش مقاله: ۱۴۰۲/۹/۴

### چکیده

پسماندهای مایع حاوی پاره‌های شکافت، منبع ارزشمندی از انواع رادیویزوتوپ‌های کاربردی می‌باشند که با انتخاب یک روش رادیوشیمیایی مناسب می‌توان رادیویزوتوپ مدنظر را از آن استحصال نمود. به دلیل در دسترس نبودن پسماند، در این مقاله تلاش شده است تا محلول معادل پسماند مایع نوعی تأسیسات تولید مولیبدن-۹۹ طی شبیه‌سازی با کد MCNPX محاسبه و به صورت آزمایشگاهی با استفاده از نمک‌های موجود ساخته شود. سپس رادیوردیاب‌های مختلفی از عناصر به روش فعال‌سازی نوترونی تولید و به محلول معادل اضافه شد. بررسی‌ها نشان داد که برای ردیابی سربیم در فرایند، می‌توان از تابش گامای  $145.4 \text{ keV}$  مرتبط با  $^{141}\text{Ce}$  تولید شده به روش فعال‌سازی استفاده نمود. مکانیزم پرتودهی و همچنین طیف‌نگاری توسط کد MCNPX شبیه‌سازی شد و نتایج با اندازه‌گیری‌های تجربی مقایسه گردید.

کلیدواژه‌ها: رادیوردیاب، فعال‌سازی نوترونی،  $^{141}\text{Ce}$ ، HPGe، MCNPX

## Simulation and determination of the appropriate radiotracer to study the behavior of cerium element in radiochemical processes

A. Bahrami Samani<sup>1\*</sup>, B. Taheri<sup>2</sup>, I. Dehghan<sup>2</sup>, S. Shirvani Arani<sup>1</sup>

1. Nuclear Fuel Cycle Research School, Nuclear Science and Technology Research Institute, AEOI, P.O.Box: 11365-8486, Tehran - Iran  
2. Department of Engineering, University of Kashan, Postal Code: 8731753153, Kashan - Iran

### Research Article

Received: 17.8.2023, Revised: 23.11.2023, Accepted: 25.11.2023

### Abstract

Liquid wastes containing fission fragments are valuable sources of useful radioisotopes that can be extracted using suitable radiochemical methods. This article addresses the challenge of unavailable waste by simulating a solution equivalent to the liquid waste from a 99Mo production facility using the MCNPX code and preparing it with laboratory-available salts. Various radiotracers of elements were subsequently produced via the neutron activation method and added to the equivalent solution. Investigations focused on tracing cerium in the process, utilizing the 145.4 keV gamma radiation from  $^{141}\text{Ce}$  produced during activation. The irradiation mechanism and spectroscopy were simulated using the MCNPX code, and the results were compared with experimental measurements.

**Keywords:** Radiotracer, Neutron activation,  $^{141}\text{Ce}$ , HPGe, MCNPX



## ۱. مقدمه

یکی از بزرگ‌ترین دستاوردها در راستای تشخیص زودهنگام انواع سرطان، تولید و ارتقای رادیوداروهای نشان‌دار شده با  $^{99m}\text{Tc}$  می‌باشد که می‌توانند جهت تصویربرداری از قسمت‌های مختلفی همچون قفسه سینه، مغز، کلیه و ... استفاده شوند [۱].  $^{99m}\text{Tc}$  مورد نیاز مراکز پزشکی، عمدتاً از ژنراتورهای  $^{99}\text{Mo}/^{99m}\text{Tc}$  دوشیده می‌شوند. گلوگاه اصلی در تولید چنین ژنراتورهایی تأمین رادیویوتوپ  $^{99}\text{Mo}$  می‌باشد که عمدتاً توسط شرکت بزرگ ANSTO<sup>۱</sup>، IRE<sup>۲</sup>، Mallinckrodt<sup>۳</sup>، Nordion<sup>۴</sup> و NTP<sup>۵</sup> تولید می‌شود [۲]. خودکفایی در تأمین  $^{99}\text{Mo}$  تا جایی اهمیت دارد که در سال‌های اخیر مطالعات گسترده‌ای جهت راه‌اندازی تأسیسات تولید  $^{99}\text{Mo}$  به روش شکافت در ایران انجام شده است [۲]. هر چند راه‌اندازی چنین تأسیساتی نگرانی بزرگ پیش‌روی بیماران (که عموماً در وضعیت دشواری قرار داشته و وابسته به واردات  $^{99}\text{Mo}$  هستند) را کاهش می‌دهد اما به واسطه پسماند رادیواکتیوی که در سال تولید می‌کند نیاز به مکانیزم مدیریتی پیشرفته‌ای دارد. عمده پسماند ایجاد شده در تأسیسات تولید  $^{99}\text{Mo}$  به روش شکافت، پسماند مایعی است که پس از جداسازی  $^{99}\text{Mo}$  از سایر پاره‌های شکافت، محصولات فعال‌سازی و اکتینیدها بر جای می‌ماند [۴]. [۵]. پر واضح است که پسماند مذکور حاوی رادیویوتوپ‌هایی است که می‌توانند در صنعت و یا پزشکی کاربرد داشته باشند. ایجاد یک چرخه برای استحصال رادیویوتوپ مد نظر از پسماند می‌تواند علاوه بر کاهش هزینه‌های پسمانداری، درآمدزایی مضاعفی برای تأسیسات نیز داشته باشد. به دلیل پرتوایی بالای پسماند مایع و محدودیت در تأمین هات‌سل‌ها با حفظ گذاری‌های حجیم، مناسب‌تر است که برای اهداف فراوری و استحصال رادیویوتوپ‌های کاربردی، پسماند مایع نتیجه شده از تولید  $^{99}\text{Mo}$ ، برای مدت طولانی خنک شود. حسینی و همکاران تخمینی از موجودی رادیویوتوپی پسماند تأسیسات صنعتی تولید  $^{99}\text{Mo}$  در ایران، ۳۰۰ روز پس از پرتودهی، ارائه کرده‌اند. آن‌ها نشان دادند که رادیویوتوپ‌های  $^{141}\text{Ce}$  و  $^{144}\text{Ce}$  از جمله رادیویوتوپ‌هایی هستند که در این پسماند وجود دارند [۶].

رادیویوتوپ  $^{141}\text{Ce}$  طی واپاشی بتا و با نیمه‌عمر ۳۲،۵۰۸ روز به  $^{141}\text{Pr}$  پایدار تبدیل می‌شود. طیف بتای گسیلی دارای انرژی بیشینه و متوسط به ترتیب ۵۸۰،۸ keV و ۱۴۵،۲۲ است. به علاوه این رادیویوتوپ در هر واپاشی، با احتمال ۴۸،۲۹٪ یک گاما با انرژی ۱۴۵،۴ keV نیز گسیل می‌کند [۷]. مطالعاتی بر روی کاربردهای درمانی و تشخیصی با استفاده از  $^{141}\text{Ce}$  انجام شده است [۸-۱۰].

رادیویوتوپ  $^{144}\text{Ce}$  دارای نیمه‌عمر به مراتب بیشتر و حدود ۲۸۴،۹۱ روز می‌باشد. این رادیویوتوپ طی واپاشی بتا با احتمال ۹۹،۰۴۵٪ به  $^{144}\text{Pr}$  و با احتمال ۰،۹۵۵٪ به  $^{144m}\text{Pr}$  تبدیل می‌شود. طیف بتای گسیلی از آن دارای انرژی بیشینه و متوسط به ترتیب ۳۱۸،۷ keV و ۸۲،۲۵ است.  $^{144}\text{Ce}$  در هر واپاشی، ۶ گامای گسسته با احتمال‌های متفاوت نیز گسیل می‌کند که گاما با انرژی ۱۳۳،۵ keV و فراوانی ۱۱،۰۹٪ محتمل‌ترین آن‌ها می‌باشد [۷]. یک چشمه ساخته شده از این رادیویوتوپ به دلیل ادامه زنجیره واپاشی (تبدیل  $^{144m}\text{Pr}$  به  $^{144}\text{Pr}$  و  $^{144}\text{Nd}$  و همچنین تبدیل  $^{144}\text{Pr}$  به  $^{144}\text{Nd}$  و سپس  $^{140}\text{Ce}$  پایدار) تابش‌های دیگر نیز خواهد داشت و از این‌رو یک چشمه نسبتاً پیچیده به حساب می‌آید. این رادیویوتوپ می‌تواند در ساخت باتری‌های هسته‌ای تأمین‌کننده توان تجهیزات MEMS<sup>۶</sup> و شبکه‌های بیسیم استفاده شود [۱۱].

برای جداسازی  $^{141}\text{Ce}$  از محلول پسماند می‌توان از ستون‌های کروماتوگرافی استفاده کرد. برای بررسی عملکرد مراحل مختلف جداسازی، به دلیل وجود رادیویوتوپ‌های مختلف در محلول پسماند، آنالیز دقیقی باید انجام شود.

یک راه‌حل ممکن برای آنالیز مراحل مختلف جداسازی و محاسبه بازدهی، استفاده از طیف‌سنجی جرمی پلازما جفت‌شده القایی<sup>۷</sup> است. هر چند این آنالیز برای آزمون‌های سرد می‌تواند گزینه مناسبی باشد، اما در آزمون‌های داغ که محصولات فعال‌سازی و یا شکافت مختلف در نمونه وجود دارند، به دلیل حد غلظت متفاوت و محدود برای تشخیص فلزات و برخی غیرفلزات و مهم‌تر از آن لزوم جداسازی شیمیایی برای تجزیه و تحلیل دقیق اغلب ایزوتوپ‌های غیرطبیعی [۱۲]. چندان دقیق نمی‌باشد.

1. Australian Nuclear Science and Technology Organization (ANSTO) - Australia
2. Institut National Des Radioéléments (IRE) - Belgium
3. Mallinckrodt - Netherland
4. CNL/Nordion - Canada
5. Nuclear Technology Products Radioisotopes (NTP) - South Africa



شبیه‌سازی می‌تواند کمک شایانی به انتخاب رادیوردیاب مناسب پیش از انجام آزمایش‌های تجربی نماید.

در این مقاله، ابتدا برآوردی از موجودی عنصری پسماند مایع واحد تولید  $^{99}\text{Mo}$  با استفاده از شبیه‌سازی با کد مونت‌کارلویی  $^4(\text{MCNPX})$  به دست آمد. بر اساس نتایج، ترکیب مشابهی با استفاده نمک‌های موجود تهیه شد. ترکیب در رآکتور تحقیقاتی تهران پرتودهی شد تا ضمن اندرکنش فعال‌سازی ردیاب‌های مختلفی از عناصر موجود در ترکیب ایجاد شود. پس از انحلال ترکیب نمکی داغ، نمونه‌های رقیق‌سازی شده‌ای از آن تهیه شد. نمونه‌ها توسط دستگاه طیف‌سنج گامای مجهز به آشکارساز  $\text{HPGe}$  طیف‌نگاری شدند. طیف محلول مادر به لحاظ تشخیص رادیویزوتوپ معرف هر عنصر (عملکرد مشابه ردیاب) به شکل عملی و شبیه‌سازی با استفاده از کد  $\text{MCNPX}$  مورد بررسی قرار گرفت و نتایج آزمایشگاهی و شبیه‌سازی با یکدیگر مقایسه شدند. نتایج این مقاله برای ردیابی عناصر مختلف در جداسازی انتخابی مفید خواهد بود.

## ۲. مواد و روش‌ها

### ۱.۲ شبیه‌سازی با کد $\text{MCNPX}$

۱.۱.۲ تخمین موجودی عنصری پسماند مایع در یک سیکل تولید  $^{99}\text{Mo}$  کل تقاضای مراکز پزشکی هسته‌ای ایران به  $^{99}\text{Mo}$  در هر هفته، در حدود  $100\text{Ci}$  (۶ روزه) تخمین زده می‌شود. عابدی و همکاران نشان دادند که در صورت پرتودهی ۲۴ عدد مینی پلیت  $\text{LEU}$  ساخت داخل، در کانال  $\text{D}_6$  رآکتور تحقیقاتی تهران، به مدت ۱۰۰ ساعت تحت توان  $4\text{ MW}$  می‌توان این میزان تقاضا را تأمین نمود [۱۷]. حسینی و همکاران بر این اساس، تخمینی از موجودی رادیویزوتوپی پسماند، ۷۰ و ۳۰۰ روز پس از پرتودهی، ارائه کردند [۶]. با این حال به منظور تخمین مقادیر عنصری در پسماند، هندسه مشابهی توسط کد  $\text{MCNPX}$  شبیه‌سازی شد (شکل ۱).

به ازای شرایط پرتودهی ذکر شده در بالا، پس از تخمین موجودی رادیویزوتوپی (پایدار و پرتوزا) در محلول پسماند ناشی از یک سیکل تولید  $^{99}\text{Mo}$  توسط کارت  $\text{BURN}$ ، با استفاده از کد نوشته شده در برنامه متلب<sup>۵</sup>، مقدار هر عنصر در پسماند مایع پس از ۳۰۰ روز خنک‌سازی محاسبه شد.

راه‌حل مناسب برای آنالیز آزمون‌های داغ، بررسی تابش‌های گاما ساطع شده از نمونه می‌باشد که روشی غیرمخرب است. این روش برای تحلیل سریع شرایطی همچون پزشکی قانونی هسته‌ای، تجزیه و تحلیل فعال‌سازی نوترون<sup>۱</sup>، تأیید رعایت معاهدات پادمانی و ... ترجیح داده می‌شود. دستیابی به داده‌های با دقت بالا با عدم قطعیت کم در این روش با چالش‌هایی روبه‌رو است [۱۳، ۱۴]. از این‌رو بعضاً فرایندهای تحلیلی مخرب نیز به صورت سیستم‌های بر خط، باید به این آنالیزها اضافه شود [۱۲]. هر چه تعداد محصولات فعال‌سازی و شکافت در نمونه مورد آنالیز بیشتر باشد، بسته به عنصر مورد بررسی در فرایند جداسازی، نیاز به جداسازی شیمیایی مقدماتی برای افزایش دقت آنالیزها بیشتر می‌شود. در این راستا مورلی<sup>۲</sup> و همکاران [۱۵] و موریسون<sup>۳</sup> و همکاران [۱۶] برای کاهش محدودیت‌های حداقل اکتیویته قابل تشخیص برای تجزیه و تحلیل فعال‌سازی نوترونی چندین فلز واسطه، از جداسازی‌های شیمیایی استفاده کردند.

دقت آنالیز طیفی می‌تواند با احتساب دوره خنک‌سازی برای ترکیب پرتودهی شده و رقیق‌سازی مناسب نمونه برای کاهش زمان مرگ (غیرمخرب) و همچنین جداسازی شیمیایی در صورت نیاز (مخرب) افزایش یابد. با تشخیص رادیویزوتوپ معرف یک عنصر موجود در ترکیب، از روی طیف تابش گاما، می‌توان ضمن ردیابی آن، بازدهی مراحل مختلف فرایند جداسازی را به دست آورد. رادیویزوتوپ معرف در واقع رادیویزوتوپی از عنصر است که در طیف گامای ثبت شده از نمونه دارای تابش گامای منحصر به فرد باشد. بدین معنی که تابش گامای آن مجزا از تابش‌های گامای سایر رادیویزوتوپ‌های موجود در محلول است و لزومی بر جداسازی شیمیایی آن وجود ندارد.

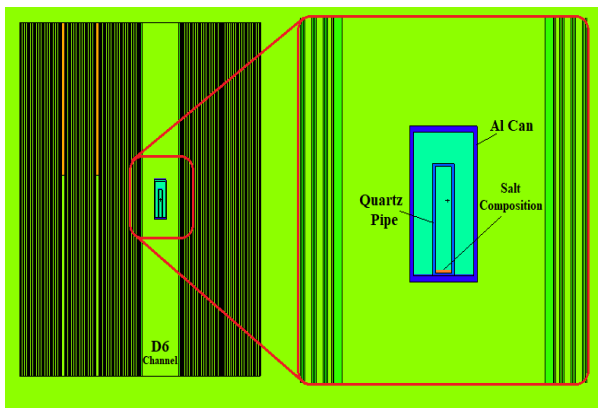
در حال حاضر دسترسی به پسماند تأسیسات تولید  $^{99}\text{Mo}$  وجود ندارد و کسب دانش استحصال می‌تواند با ساخت محلول معادل چنین پسماندی انجام شود. آماده‌سازی و انجام فرایند بر روی چنین محلولی، کمک خواهد کرد تا دانش مقدماتی لازم جهت استحصال رادیویزوتوپ مد نظر در هنگام موجود شدن پسماند در اختیار باشد. به علاوه به منظور تعیین بازدهی مراحل مختلف فرایندی و آنالیز درصد خلوص محصول نهایی لازم است تا رادیوردیاب‌های مناسب به محلول معادل سرد اضافه گردد. به دلیل محدودیت‌های متأثر از پرتوزایی، بهره‌گیری از یک روش

1. Neutron Activation Analysis (NAA)

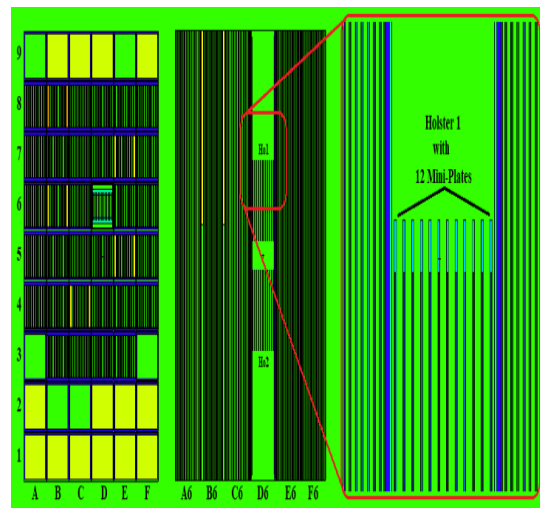
2. Morley

3. Morrison

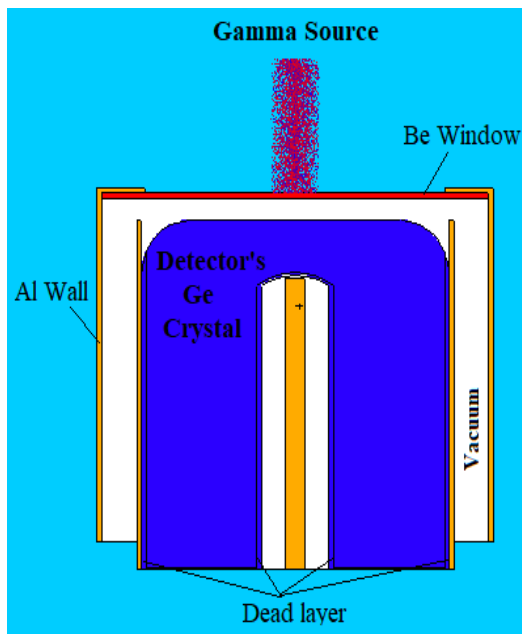




شکل ۲. هندسه مرتبط با شبیه‌سازی پرتودهی ترکیب نمکی در رآکتور تحقیقاتی تهران (مشابه چیدمان تجربی).



شکل ۱. هندسه شبیه‌سازی شده در کد MCNPX جهت پرتودهی هدف‌های مینی پلیت LEU و تخمین موجودی رادیوایزوتوپی آن‌ها.



شکل ۳. هندسه آشکارساز HPGe شبیه‌سازی شده در کد MCNPX جهت تخمین طیف نمونه مادر.

## ۲.۲.۲ آزمون آزمایشگاهی

۱.۲.۲ ساخت ترکیب نمکی و پرتودهی در رآکتور تحقیقاتی تهران بر اساس موجودی عنصری تخمین زده شده در پسماند مایع واحد تولید  $^{99}\text{Mo}$  پس از ۳۰۰ روز خنک‌سازی، یک ترکیب نمکی آماده شد. نمک در دسترس از هر عنصر به همراه مقدار آن جهت تولید رادیاب‌ها نیز، در جدول ۱ نشان داده شده است. وزن مشخص قابل اندازه‌گیری از هر نمک متناسب با مقدار عنصر آن نمک در پسماند با یکدیگر ترکیب شدند. در این بین پلوتونیم و هم‌چنین پرومیتیم در دسترس نبودند و از آن‌ها در این آزمایش استفاده نشد. اورانیم نیز به صورت تهی شده در هنگام آزمون جداسازی به محلول اسیدی اضافه شد و در ترکیب نمکی ارسالی برای پرتودهی وجود نداشت. ترکیب نمکی

۲.۱.۲ محاسبه موجودی ترکیب نمکی و شبیه‌سازی شرایط پرتودهی عناصر تخمین زده شده، به شکل نمک با ترکیب‌های شیمیایی خاص در آزمایشگاه موجود می‌باشند. برای تعریف ماده ترکیب در کد MCNPX، ابتدا درصد ایزوتوپی تشکیل دهنده هر عنصر مشخص شد. برای مثال عنصر سربیم از ایزوتوپ‌های با عدد جرمی ۱۳۶، ۱۳۸، ۱۴۰ و ۱۴۲ به ترتیب با فراوانی ۰/۱۸۵، ۰/۲۵۱، ۸۸/۴۵ و ۱۱/۱۱۴ درصد تشکیل شده است. سپس بر اساس فرمول شیمیایی، چگالی و مقدار گرم هر یک از نمک‌های موجود در ترکیب، چگالی کل ترکیب و وزن جرمی نرمالایز شده هر یک از ایزوتوپ‌ها به دست آمد. هندسه پرتودهی مشابه چیدمان تجربی به صورت نمایش داده شده در شکل ۲ شبیه‌سازی شد. در نتیجه موجودی رادیوایزوتوپی ترکیب، در زمان انجام طیف‌نگاری (بر اساس مدت پرتودهی و دوره خنک‌سازی معلوم مشابه آزمون آزمایشگاهی) محاسبه شد.

## ۳.۱.۲ شبیه‌سازی طیف‌نگاری محلول مادر

پس از تخمین موجودی رادیوایزوتوپی ترکیب، در زمان طیف‌نگاری، با استفاده از کد نوشته شده در متلب، بر اساس اکتیویته و داده‌های گسیل گامای گسسته، شامل انرژی و فراوانی استخراج شده از کتابخانه ENDF/B-VIII.0 برای هر رادیوایزوتوپ، طیف گامای گسسته نرمالایز شده ترکیب تخمین زده شد. به علاوه هندسه حدودی آشکارساز HPGe مورد استفاده جهت آنالیز در آزمایشگاه در کد MCNPX تعریف شد (شکل ۳). طیف گامای نمونه با استفاده از تالی F8 به دست آمد.



تمامی نمک‌های مورد استفاده قابلیت انحلال در اسید نیتریک را دارند. انحلال ترکیب نمکی داغ، در سلول سربی حفاظ‌گذاری شده انجام شد. از محلول اسیدی ترکیب نمکی پرتودهی شده، حجم ۱ تا ۵ سی‌سی نمونه برداری شد و نمونه‌ها پس از آماده‌سازی، طیف‌نگاری شدند. به علاوه نمونه‌ها طی چندین مرحله رقیق‌سازی شدند و طیف تابش‌های گامای گسیلی از آن‌ها توسط آشکارساز HPGe ثبت شد. زمان مرگ سیستم آشکارسازی در این خوانش‌ها از ۸۰٪ تا ۵٪ کاهش یافت.

### ۳. نتایج و بحث

تغییرات اکتیویته  $^{141}\text{Ce}$  و  $^{144}\text{Ce}$  در پسماند مایع بر جای مانده از یک سبکل تولید  $^{99}\text{Mo}$  در ایران، در شکل ۴ نشان داده شده است. مشاهده می‌شود که در پسماند با ذخیره‌سازی (خنک‌سازی) کمتر از ۱۰۰ روز، میزان  $^{141}\text{Ce}$  بیشتر از  $^{144}\text{Ce}$  است. سپس با افزایش دوره ذخیره‌سازی، اکتیویته  $^{144}\text{Ce}$  به دلیل نیمه‌عمر بالای آن، به کندی کاهش می‌یابد. این نمودار می‌تواند جهت تخمین زمان مناسب برای انجام فرایند استحصال مفید باشد. نسبت اکتیویته این دو رادیویزوتوپ و همچنین اکتیویته ویژه هر یک می‌تواند پارامتر تعیین‌کننده باشد. برای مثال در پسماند با ذخیره‌سازی ۳۰۰ روز، اکتیویته  $^{144}\text{Ce}$  بیش از ۳۲/۵ برابر اکتیویته  $^{141}\text{Ce}$  است که می‌تواند زمان مناسبی جهت انجام فرایند برای تولید  $^{144}\text{Ce}$  در نظر گرفته شود.

تهیه شده در یک لوله شیشه کوارتزی ریخته شد. شیشه در قوطی آلومینیومی قرار گرفت و پس از مهر و موم‌سازی جهت پرتودهی به رآکتور تحقیقاتی تهران ارسال شد. قوطی حاوی ترکیب نمکی در کانال D<sub>e</sub> به مدت ۲۴ ساعت و تحت توان ۴MW پرتودهی شد. تجزیه و تحلیل ترکیب در مدت کوتاهی پس از پرتودهی، تحت تأثیر تعداد زیادی از محصولات فعال‌سازی با نیمه‌عمر کوتاه و بسیار پرتوزا قرار خواهد گرفت. فعالیت بالا منجر به افزایش زمان مرگ سیستم آشکارسازی و متعاقباً افزایش خطا در آنالیزهای معمولی تابش گاما با استفاده از آشکارسازهای HPGe می‌گردد. به علاوه به دلیل پرتوزایی بالا، برای ترخیص و انجام فرایند روی چنین ترکیبی، به کانتینر حمل و سلول سربی‌های با ضخامت بالا نیاز است. از این‌رو به منظور افزایش ایمنی پرتویی اپراتورها حین انجام فرایند در سلول سربی و گلاوباکس‌های موجود و همچنین کاهش حساسیت آنالیز پرتو گامای، در نظر گرفتن یک "دوره خنک‌سازی" و "رقیق‌سازی نمونه‌ها" برای آنالیز ایزوتوپ با عمر طولانی‌تر ضروری است. با این توضیح، قوطی به مدت ۱۰ روز در استخر رآکتور نگهداری شد و پس از خنک‌سازی لازم به آزمایشگاه منتقل گردید.

۲.۲.۲ ساخت محلول مادر، نمونه‌برداری، رقیق‌سازی و طیف‌نگاری نمونه

جدول ۱. موجودی عنصری پسماند (مربوط به تأسیسات تولید  $^{99}\text{Mo}$  با دوره پرتودهی ۱۰۰ ساعت) با دوره ذخیره‌سازی ۳۰۰ روزه

پسماند انتخابی	عنصر	Al	U	Mg	Si	Fe	Cu	Cr	Zn
	مقدار (گرم)	۳۹۱٫۲	۱۴۱٫۷	۳٫۴	۲٫۰۴	۱٫۳۹	۰٫۹۳	۰٫۶۶	۰٫۴۹
نمک موجود در آزمایشگاه حاوی عنصر	نمک	Al(NO <sub>3</sub> ) <sub>3</sub>	Depleted	Mg(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>	SiO <sub>2</sub>	Fe(NO <sub>3</sub> ) <sub>3</sub>	Cu(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>	Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	ZnO
	مقدار (mg)	۱	-	۵	۵	۵	۵	۵	۵
پسماند انتخابی	عنصر	Mn	Ti	Zr	Nd	Ce	Cs	Pu	Ru
	مقدار (گرم)	۰٫۲۹۹	۰٫۲۹۹	۰٫۰۱۹	۰٫۰۱۷	۰٫۰۱۳	۰٫۰۱۳	۰٫۰۱۲	۰٫۰۰۷
نمک موجود در آزمایشگاه حاوی عنصر	نمک	MnO <sub>2</sub>	TiO <sub>2</sub>	ZrCl <sub>4</sub>	Nd(NO <sub>3</sub> ) <sub>3</sub>	Ce(NO <sub>3</sub> ) <sub>3</sub>	CsNO <sub>3</sub>	NA	Ru(NO <sub>3</sub> ) <sub>3</sub>
	مقدار (mg)	۵	۵	۱۹	۱۷	۱۳	۰٫۹	-	۷
پسماند انتخابی	عنصر	Ba	La	Sr	Pr	Y	Sm	Rh	Rb
	مقدار (گرم)	۰٫۰۰۶	۰٫۰۰۶	۰٫۰۰۵	۰٫۰۰۵	۰٫۰۰۲	۰٫۰۰۲	۰٫۰۰۲	۰٫۰۰۲
نمک موجود در آزمایشگاه حاوی عنصر	نمک	BaCl <sub>2</sub>	La(NO <sub>3</sub> ) <sub>3</sub>	Sr(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>	Pr(NO <sub>3</sub> ) <sub>3</sub>	YCl <sub>3</sub>	Sm <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	Rh(NO <sub>3</sub> ) <sub>3</sub>	RbCl
	مقدار (mg)	۶	۰٫۶	۵	۵	۲	۰٫۰۵۷	۲	۲
پسماند انتخابی	عنصر	Te	Pm	Pd	Se	Eu	Nb	Sn	Br
	مقدار (گرم)	۰٫۰۰۱۹	۰٫۰۰۱۸	۰٫۰۰۰۹	۰٫۰۰۰۲	۰٫۰۰۰۱۹	۰٫۰۰۰۱۷	۰٫۰۰۰۱۲	۰٫۰۰۰۱۱
نمک موجود در آزمایشگاه حاوی عنصر	نمک	TeO <sub>2</sub>	NA	Pd(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>	SeO <sub>2</sub>	Eu(NO <sub>3</sub> ) <sub>3</sub> ·۵H <sub>2</sub> O	NbCl <sub>5</sub>	Sn(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>	BrNO <sub>3</sub>
	مقدار (mg)	۱٫۹	-	۰٫۹	۰٫۲	۰٫۱۹	۰٫۱۷	۰٫۱	۰٫۱

NA: Not Available



ردیابی  $^{141}\text{Ce}$  نتیجه شود، می‌تواند جهت جداسازی  $^{144}\text{Ce}$  از محلول مادر مورد استفاده قرار گیرد.

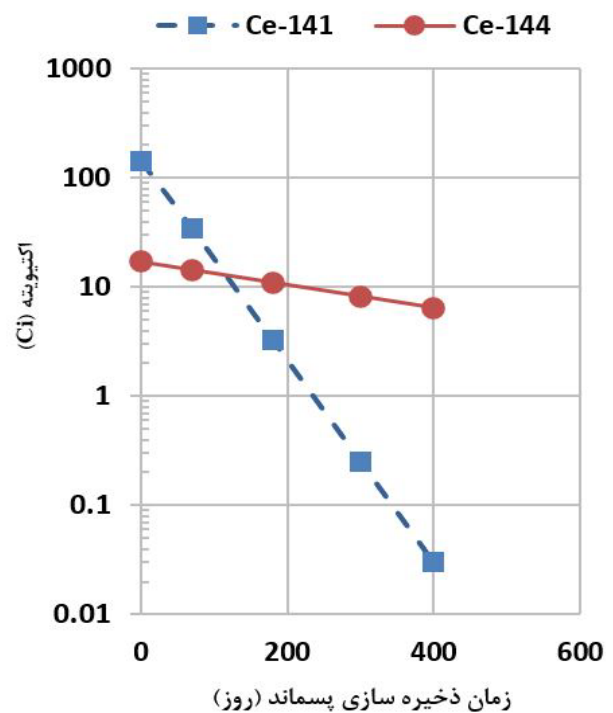
حتی نمونه ۱cc از محلول اسیدی ناشی از انحلال ترکیب نمکی داغ، پرتوزایی نسبتاً بالایی داشت به گونه‌ای که زمان مرگ سیستم طیف‌نگاری در هنگام خوانش آن، حدود ۸۰٪ بود که منجر به اشباع رفتن سیستم آشکارسازی می‌شد. نمونه‌های ۱cc برداشته شده از محلول مادر، طی چند مرحله با نسبت ۱:۱۰ رقیق‌سازی و نمونه‌هایی با زمان مرگ کمتر از ۱۰٪ خوانش شدند. شکل ۵ یک طیف نوعی ثبت شده توسط HPGe با زمان مرگ حدود ۵٪ را نشان می‌دهد.

با توجه به پیک‌های نشان داده شده در طیف، رادیوایزوتوپ‌های محتمل در نمونه مادر تخمین زده شد. نتیجه آنالیز طیف نشان داده شده در شکل ۵ در جدول ۳ آورده شده است.

علی‌رغم این‌که محتمل‌ترین رادیوایزوتوپ متناسب با هر پیک در ستون سوم مشخص شده است ولی، مشاهده می‌شود که برخی از پیک‌های موجود در طیف مربوط به چند رادیوایزوتوپ مختلف می‌باشند. این پیک‌ها برای ردیابی عناصر مناسب نیستند. از بین ۲۹ عنصر موجود در ترکیب داغ، تنها ۹ عنصر به واسطه فعال‌سازی نوترونی ترکیب نمکی و طیف‌نگاری گاما قابل‌ردیابی هستند. همان‌طور که مشاهده می‌شود در ترکیب حاضر عنصر سریم، توسط رادیوایزوتوپ  $^{141}\text{Ce}$  (با توجه به پیک ۱۴۵keV)، بدون هیچ تداخل گامایی با سایر رادیوایزوتوپ‌ها، قابل‌ردیابی است. از این‌رو حین انجام فرایند با محلول پرتوزای ناشی از انحلال ترکیب نمکی، می‌توان جداسازی  $^{141}\text{Ce}$  از ۸ عنصر دیگر را به خوبی بررسی کرد.

دقیقاً مشابه شرایط آزمایش تجربی، پرتو دهی ترکیب نمکی در رآکتور تحقیقاتی تهران توسط کد MCNPX شبیه‌سازی شد. موجودی رادیوایزوتوپی ترکیب داغ در جدول ۴ آورده شده است.

طیف نرمالایز شده تابش‌های گامای خطی گسیلی از ترکیب نمکی داغ با موجودی نتیجه شده از شبیه‌سازی در شکل ۶ نشان داده شده است. از این طیف خطی گسسته، جهت تخمین طیف ثبت شده در آشکارساز HPGe شبیه‌سازی شده با کد MCNPX استفاده شد.



شکل ۴. تغییرات اکتیویته  $^{141}\text{Ce}$  و  $^{144}\text{Ce}$  در پسماند مایع با زمان‌های ذخیره‌سازی مختلف.

موجودی عنصری پسماند با دوره ذخیره‌سازی ۳۰۰ روزه، صرفاً ناشی از موجودی هدف‌های داغ و بدون احتساب ریجنت‌های اضافه شده طی مراحل مختلف انحلال و جداسازی، در جدول ۱ آورده شده است.

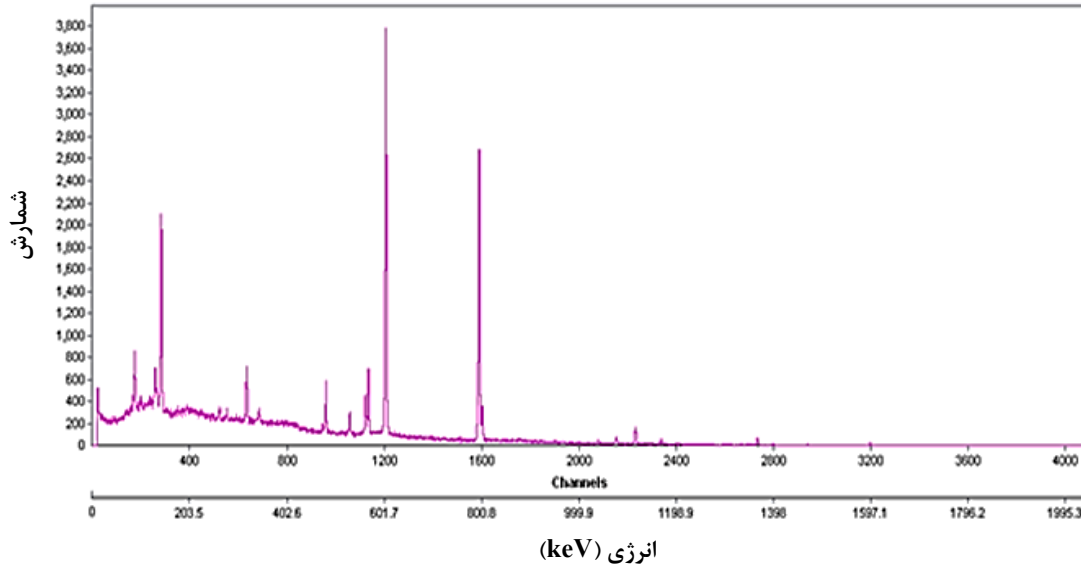
به واسطه فعال‌سازی نوترونی ترکیب معادل پسماند، رادیوایزوتوپ‌های گسیلنده گامایی در ماده داغ تولید می‌شوند که می‌توان با ردیابی آن، عملکرد عنصر مرتبط در فرایند رادیوشیمیایی را طی طیف‌نگاری نمونه با دستگاه HPGe بررسی نمود. در واقع رادیوایزوتوپ تولیدی توسط فعال‌سازی نوترونی می‌تواند جهت آنالیز رفتار شیمیایی عنصر استفاده شود. جدول ۲ نتیجه شبیه‌سازی تولید ردیاب به ازای فعال‌سازی نوترونی عنصر سریم طبیعی به ازای پرتو دهی ۱ روزه و سپس خنک‌سازی ۱۰ روزه را نشان می‌دهد.

مشاهده می‌شود که در بین رادیوایزوتوپ‌های تولیدی در نمونه داغ، سریم-۱۴۱، از اکتیویته مناسبی برای انتخاب به عنوان ردیاب عنصر سریم برخوردار است. می‌توان این‌طور بیان کرد که هر نتیجه‌گیری از رفتار شیمیایی عنصر سریم که از



جدول ۲. اکتیویته رادیوایزوتوپ‌های مهم سریم برحسب mCi محاسبه شده توسط کد MCNPX

<sup>134</sup> Ce	<sup>138</sup> Ce	<sup>141</sup> Ce	<sup>139</sup> Ce	<sup>137</sup> Ce	رادیوایزوتوپ		
۲۸۴٫۹	۱٫۳۸	۳۲٫۵۱	۱۳۷٫۶	۰٫۳۷۵	نیمه‌عمر (روز)		
$1.07 \times 10^{-6}$	۵٫۸	۱٫۴۸	$2.1 \times 10^{-3}$	۲٫۹۲	انتهای پرتودهی (۱ روز)		
$1.04 \times 10^{-6}$	۰٫۰۴	۱٫۱۹	$2 \times 10^{-3}$	$1.1 \times 10^{-3}$	انتهای خنک‌سازی (۱۰ روز)	پرتودهی عنصر سریم طبیعی	
						ایزوتوپ	فراوانی (%)
						<sup>136</sup> Ce	۰٫۱۹
						<sup>138</sup> Ce	۰٫۲۵
						<sup>140</sup> Ce	۸۸٫۴۸
						<sup>142</sup> Ce	۱۱٫۰۸



شکل ۵. طیف ثبت شده توسط HPGc به ازای زمان مرگ ۰٫۵٪.

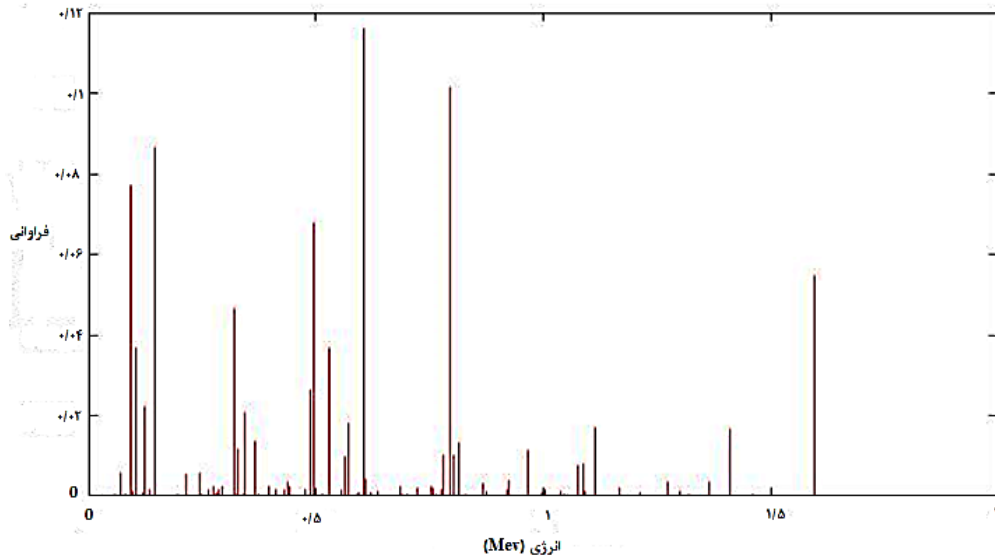
جدول ۳. موجودی رادیوایزوتوپی ترکیب داغ با توجه به آنالیز طیفی به دست آمده از HPGc

پیک انرژی (keV)	محتل‌ترین رادیوایزوتوپ	انرژی نماینده محتل‌ترین رادیوایزوتوپ [V]		سایر رادیوایزوتوپ‌های مؤثر بر پیک (بیش از ۰٫۲٪ CPS محتل‌ترین رادیوایزوتوپ)			
		E(keV)	Abundance	<sup>154</sup> Eu	<sup>131</sup> Ba	<sup>147</sup> Nd	<sup>75</sup> Se
۹۰٫۴۴	<sup>147</sup> Nd	۹۱٫۱۰۵	۰٫۲۸۰	-	-	-	-
۱۲۳٫۵	<sup>152</sup> Eu	۱۲۱٫۷۸	۰٫۲۸۶	<sup>154</sup> Eu	<sup>131</sup> Ba	<sup>147</sup> Nd	<sup>75</sup> Se
۱۳۲٫۵۱	<sup>140</sup> La	۱۵۹۶٫۲۱	۰٫۹۵۴	<sup>131</sup> Ba			
۱۳۵٫۳۶	<sup>75</sup> Se	۲۶۴٫۶۵	۰٫۵۸۹	<sup>131</sup> Ba			
۱۴۴٫۸۲	<sup>141</sup> Ce	۱۴۵٫۴۴	۰٫۴۸۲	-			
۲۶۴٫۱۸	<sup>75</sup> Se	۲۶۴٫۶۵	۰٫۵۸۹	<sup>140</sup> La			
۲۷۸٫۹۶	<sup>75</sup> Se	۲۶۴٫۶۵	۰٫۵۸۹	<sup>149</sup> Pm			
۳۱۹٫۴۷	<sup>51</sup> Cr	۳۲۰٫۰۸	۰٫۰۹۹	<sup>147</sup> Nd	<sup>105</sup> Rh		
۳۴۵٫۱۳	<sup>152</sup> Eu	۱۲۱٫۷۸	۰٫۲۸۶	-			
۴۸۱٫۶۳	<sup>152</sup> Eu	۱۲۱٫۷۸	۰٫۲۸۶	<sup>131</sup> Ba	<sup>154</sup> Eu		
۵۳۰٫۴۶	<sup>147</sup> Nd	۹۱٫۱۰۵	۰٫۲۸۰	-			
۵۶۲٫۶۸	<sup>137</sup> Cs	۶۰٫۴۷۲	۰٫۹۷۶	<sup>152</sup> Eu			
۵۶۸٫۷۷	<sup>134</sup> Cs	۶۰٫۴۷۲	۰٫۹۷۶	-			
۶۰۴٫۴۷	<sup>134</sup> Cs	۶۰٫۴۷۲	۰٫۹۷۶	-			
۷۹۵٫۴۶	<sup>134</sup> Cs	۶۰٫۴۷۲	۰٫۹۷۶	-			
۸۰۱٫۵۶	<sup>134</sup> Cs	۶۰٫۴۷۲	۰٫۹۷۶	-			
۱۰۷۶٫۵۸	<sup>86</sup> Rb	۱۰۷۷	۰٫۰۸۶	-			
۱۱۱۵٫۲۴	<sup>65</sup> Zn	۱۱۱۵٫۵۳۹	۰٫۵۰۰۴	<sup>152</sup> Eu			
۱۳۶۵	<sup>134</sup> Cs	۶۰٫۴۷۲	۰٫۹۷۶	-			
۱۵۹۶٫۴۹	<sup>140</sup> La	۱۵۹۶٫۲۱	۰٫۹۵۴	-			

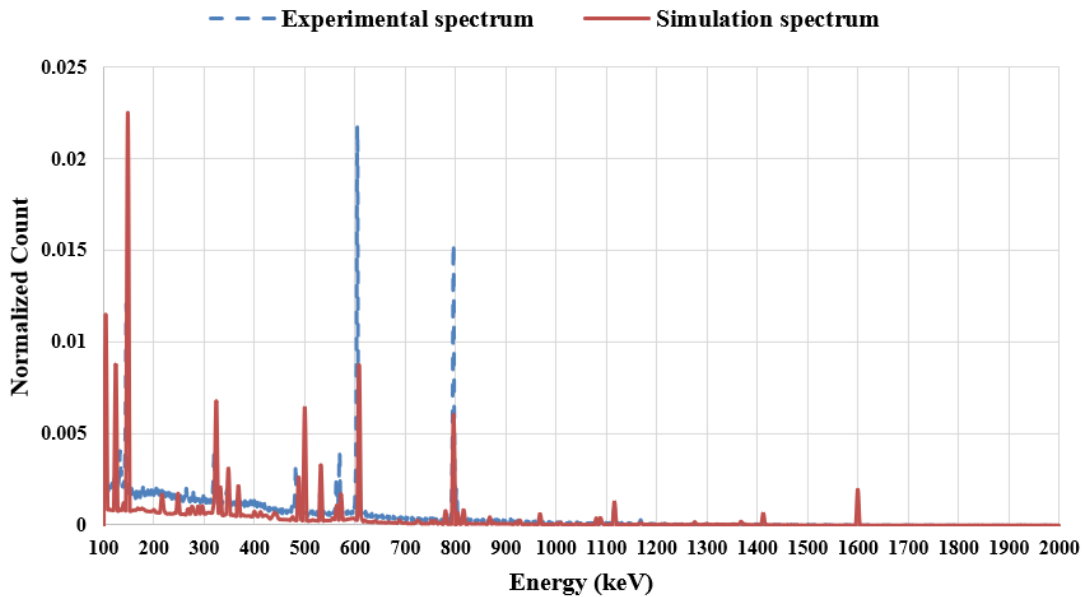


جدول ۴. موجودی رادیوایزوتوپی ترکیب نمکی داغ به دست آمده از شبیه‌سازی با کد MCNPX

رادیوایزوتوپ	μCi	رادیوایزوتوپ	μCi	رادیوایزوتوپ	μCi	رادیوایزوتوپ	μCi
$^{90}\text{Sr}$	۲۱۵۷	$^{90}\text{Y}$	۳۸۸۷	$^{149}\text{Pm}$	۲۰۱٫۳	$^{97}\text{Ru}$	۲۰٫۵۷
$^{51}\text{Cr}$	۱۵۷۸	$^{86}\text{Rb}$	۲۹۱٫۵	$^{140}\text{La}$	۱۹۳٫۳	$^{143}\text{Ce}$	۱۹٫۰۵
$^{147}\text{Nd}$	۹۲۴٫۹۰	$^{153}\text{Eu}$	۲۶۲٫۵	$^{60}\text{Zn}$	۱۱۳٫۹	$^{131}\text{Ba}$	۱۶۸۸
$^{141}\text{Ce}$	۶۰۲٫۶	$^{103}\text{Ru}$	۲۵۱٫۱	$^{131}\text{I}$	۵۶٫۱۴	$^{105}\text{Rh}$	۱۵۶۷
$^{153}\text{Sm}$	۴۲۲٫۸	$^{103}\text{Rh}^m$	۲۴۸٫۳۹	$^{154}\text{Eu}$	۳۲٫۷۱	$^{90}\text{Zr}$	۱۲۶۸
$^{137}\text{Cs}$	۳۹۹٫۵	$^{143}\text{Pr}$	۲۴۲٫۸	$^{143}\text{Pr}$	۳۰٫۱۴	$^{147}\text{Pm}$	۹٫۹



شکل ۶. طیف نرمالایز شده تابش‌های گامای گسسته گسیلی از ترکیب نمکی پرتودهی شده، به دست آمده توسط کد نوشته شده در متلب بر اساس تخمین موجودی رادیوایزوتوپی نمک توسط کد MCNPX.



شکل ۷. مقایسه طیف نمونه مادر رقیق شده با زمان مرگ ۵٪ ثبت شده توسط آشکارساز HPGe به صورت تجربی (منحنی خط‌چین رنگ آبی) و در نتیجه شبیه‌سازی (منحنی پیوسته رنگ نارنجی).





مرگ بیشتر از ۸۰٪) و پس از آن (زمان مرگ کمتر از ۱۰٪). نشان داد که با کاهش زمان مرگ سیستم آشکارسازی پیک‌هایی جدیدی در طیف نمایان می‌شوند که متعلق به ردیاب عناصر بیشتری می‌باشند. همچنین  $^{141}\text{Ce}$  با پیک  $145.4\text{ keV}$  می‌تواند به عنوان رادیوردیاب در بررسی روند جداسازی  $^{141}\text{Ce}$  انتخاب شود. نتایج این مقاله برای ردیابی عناصر مختلف در فرایندهای جداسازی انتخابی می‌تواند مفید باشد.

### مراجع

- Papagiannopoulou D. Technetium- $^{99m}$  radiochemistry for pharmaceutical applications. *Journal of Labelled Compounds and Radiopharmaceuticals*. 2017;60(11):502-520. doi: <https://doi.org/10.1002/jlcr.3531>.
- Nawar M.F, Türler A. New strategies for a sustainable  $^{99m}\text{Tc}$  supply to meet increasing medical demands: Promising solutions for current problems. *Frontiers in Chemistry*. 2022;10.
- Tabasi M, Samani B, Shirvani Arani S, Ghannadi Maragheh M, Mohammadi A. Assessment of  $\text{Mo-}^{99}$  radioisotope supply chain using LEU in Iran. *Journal of Nuclear Science and Technology (JonSat)*. 2021;42(3):104-110.
- Cozzi A, Johnson F. Waste Management Strategies for Production of  $\text{Mo-}^{99}$ . *Savannah River Site (SRS). Aiken, SC (United States)*. 2017.
- Management of radioactive waste from  $^{99}\text{Mo}$  production by nuclear fission, IAEA-TECDOC-1051, W. T. Section, *International Atomic Energy Agency*. 2013.
- Hosseini S.E, Ghannadi-Maragheh M, Bahrami-Samani A, Shirvani-Arani S. Evaluation of promethium-147 production as a by-product of the fission molybdenum-99 process in Tehran research reactor. *Radiochimica Acta*. 2021;109(4):295-300. doi: [doi:10.1515/ract-2020-0081](https://doi.org/10.1515/ract-2020-0081).
- Nuclear Energy Agency. *JANIS 4.1*. [https://www.oecd-neo.org/jcms/pl\\_39910/janis](https://www.oecd-neo.org/jcms/pl_39910/janis) accessed.
- Yang L, Sundaresan G, Sun M, Jose P, Hoffman D, McDonagh P.R, Lamichhane N, Cutler C.S, Perez B.J.M, Zweit J. Intrinsically radiolabeled multifunctional cerium oxide nanoparticles for in vivo studies. *Journal of Materials Chemistry B*. 2013;1(10):1421-1431. doi: [10.1039/C2TB00404F](https://doi.org/10.1039/C2TB00404F).
- Vimalnath K.V, Rajeswari A, Sarma H.D, Dash A, Chakraborty S. Ce-141-labeled DOTMP: A theranostic option in management of pain due to skeletal metastases. *Journal of Labelled Compounds and Radiopharmaceuticals*. 2019;62(4):178-189. doi: <https://doi.org/10.1002/jlcr.3710>.

در طیف نتیجه شده از شبیه‌سازی (شکل ۷)، حدود ۵۶ پیک تشخیص داده شد. در این بین ۱۷ پیک مشخصاً به رادیویزوتوپ خاصی مربوط می‌باشند. با توجه به ردیاب‌های تشخیص داده شده، عملکرد ۱۵ عنصر در فرایند قابل‌ردیابی است. علاوه بر عناصر قابل‌ردیابی در آزمون آزمایشگاهی، نتایج شبیه‌سازی نشان می‌دهد که ۶ عنصر  $\text{Zr, I, Pm, Ru, Sm}$  و  $\text{Nb}$  نیز به واسطه رادیویزوتوپ‌های  $^{152}\text{Sm}$  (پیک انرژی  $104\text{ keV}$  و  $^{97}\text{Ru}$  (به ترتیب پیک‌های  $216\text{ keV}$  و  $498\text{ keV}$ ),  $^{149}\text{Pm}$  (پیک انرژی  $286\text{ keV}$ ),  $^{131}\text{I}$  (پیک انرژی  $366\text{ keV}$ ),  $^{95}\text{Zr}$  (پیک انرژی  $758\text{ keV}$ ) و  $^{95}\text{Nb}$  (پیک انرژی  $766\text{ keV}$ ) می‌توانند در هر نوع فرایند رادیوشیمیایی روی خوراک مادر، قابل‌ردیابی باشند. می‌توان این‌طور نتیجه گرفت که نتایج شبیه‌سازی می‌تواند تا حدود زیادی در تخمین ردیاب مناسب هر عنصر مفید باشد. در واقع پیش از هر اقدام تجربی، لازم است محاسبات این‌چنینی انجام شود تا ضمن تشخیص ردیاب مناسب بتوان آنالیز دقیقی از فرایند شیمیایی انتخابی داشت.

### ۴. نتیجه‌گیری

پسماندهای مایع در تأسیسات تولید  $^{99}\text{Mo}$ ، حاوی انواع مختلفی از رادیویزوتوپ‌ها هستند که عمده آن‌ها در صورت جداسازی و تخلیص، می‌توانند کاربردهای متنوعی در حوزه‌های پزشکی، صنعتی، کشاورزی و تحقیقاتی داشته باشند.  $^{141}\text{Ce}$  و  $^{144}\text{Ce}$  دو رادیویزوتوپ مهم عنصر سربیم هستند که در چنین پسماندهایی موجود می‌باشند.

برای جداسازی  $^{141}\text{Ce}$  (به صورت عنصری) از محلول پسماند می‌توان از ستون‌های کروماتوگرافی استفاده کرد. برای بررسی عملکرد مراحل مختلف جداسازی  $^{141}\text{Ce}$ ، ردیابی باید بر اساس تابش گامای رادیوردیاب مناسب آن انجام شود. به دلیل وجود رادیویزوتوپ‌های مختلف در محلول پسماند، آنالیز طیفی باید به دقت انجام شود تا پیک انتخابی منحصرأ متعلق به رادیوردیاب باشد.

به دلیل در دسترس نبودن پسماند، در این مقاله ساخت محلول معادل پسماند به شکل سرد و اضافه نمودن رادیوردیاب‌های مناسب، تولید شده به روش فعال‌سازی نوترونی، مورد بررسی قرار گرفت. در اینجا انتخاب رادیوردیاب طی شبیه‌سازی با کد MCNPX بررسی شد و نتایج با اندازه‌گیری‌های تجربی مقایسه شد. بررسی طیف نمونه مادر، تولید شده به روش فعال‌سازی نوترونی، بدون رقیق‌سازی (زمان



10. Soltani F, Samani A.B, Sadeghi M, Arani S.S, Yavari K. Production of cerium-141 using ceria and nanoceria powder: a potential radioisotope for simultaneous therapeutic and diagnostic applications. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*. 2015;303(1):385-391, 2015/01/01. doi: 10.1007/s10967-014-3335-3.
11. Ayodele O.L, Sanusi K.O, Kahn M.T. Nuclear battery: a source of environmentally friendly energy. *Journal of Engineering, Design and Technology*. 2018.
12. Fenske E.K, Roach B.D, Hexel C.R, Glasgow D.C, Stewart I.R, Partridge J.D, Giaquinto J.M. Inline gamma-spectrometry of fission product elements after rapid high-pressure ion chromatographic separation. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*. 2020;324(2):759-771. 2020/05/01. doi: 10.1007/s10967-020-07103-x.
13. Lindstrom R.M, Fleming R.F. Dead time, pileup, and accurate gamma-ray spectrometry. 1995.
14. Ramebäck H, Lagerkvist P, Holmgren S, Jonsson S, Sandström B, Tovedal A, Vesterlund A, Vidmar T, Kastlander J. On the accuracy of gamma spectrometric isotope ratio measurements of uranium. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*. 2016;815:57-61.
15. Morley S.M, Seiner B, Finn E, Greenwood L, Smith S.C, Gregory S, Haney M, Lucas D, Arrigo L, Beacham T, Swearingen K, Friese J, Douglas M, Metz L. Integrated separation scheme for measuring a suite of fission and activation products from a fresh mixed fission and activation product sample. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*. 2015;304(2):509-515. 2015/05/01. doi: 10.1007/s10967-014-3826-2.
16. Morrison S.S, Clark S.B, Eggemeyer T.A, Finn E.C, Hines C.C, King M.D, Metz L.A, Morley S.M, Snow M.S, Wall D.E, Seiner B.N. Activation product analysis in a mixed sample containing both fission and neutron activation products. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*. 2017;314(3):2501-2506. 2017/12/01. doi: 10.1007/s10967-017-5563-9.
17. Abedi E, Ebrahimkhani M, Davari A, Mirvakili S.M, Tabasi M, Ghannadi Maragheh M. Neutronic and thermal-hydraulic analysis of fission molybdenum-99 production at Tehran Research Reactor using LEU plate targets. *Applied Radiation and Isotopes*. 2016;118:160-166.

**COPYRIGHTS**

©2021 The author(s). This is an open access article distributed under the terms of the Creative Commons Attribution (CC BY 4.0), which permits unrestricted use, distribution, and reproduction in any medium, as long as the original authors and source are cited. No permission is required from the authors or the publishers.



## استناد به این مقاله

بهرامی سامانی، علی، طاهری، بیژن، دهقان، ایمان، شیروانی آرانی، سیمیندخت. (۱۴۰۳)، شبیه‌سازی و تعیین رادیوردیاب مناسب جهت مطالعه رفتار عنصر سریم در فرایند رادیوشیمیایی. *مجله علوم، مهندسی و فناوری هسته‌ای*، ۱۱۰(۴)، ۸۶-۹۵. DOI: <https://doi.org/10.24200/nst.2024.1615>.  
 Url: [https://jonsat.nstri.ir/article\\_1615.html](https://jonsat.nstri.ir/article_1615.html)

