



## محاسبه‌ی آهنگ دز تابش‌های گسیلیده از سیلندر مدل 30B محتوی $UF_6$ طبیعی

مهدی وفابخش\*، عباس رحیمی، امیرحسین طاهری‌زاده ساغند، حمزه هواسی

پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران، صندوق پستی: ۱۳۳۹-۱۴۱۵۵، تهران- ایران

**چکیده:** آهنگ دز یکی از پارامترهای مهم در کنترل پرتوگیری شعلی و کنترل پرتوگیری عامه‌ی مردم در نتیجه‌ی حمل و نقل، انبارداری و کار با مواد پرتوزا است (یکی از مواد پرتوزای مورد استفاده در صنعت غنی‌سازی هگزافلورید اورانیم است که برای نگهداری و جابه‌جایی آن از مخازن مخصوصی از جنس کربن استیل استفاده می‌شود). در این کار پژوهشی، آهنگ دز جذبی از پرتوهای گسیلیده از سیلندر مدل 30B محتوی  $UF_6$  طبیعی توسط کد کامپیوتری MCNP4C محاسبه شده و با نتایج تجربی مقایسه گردیده است. آهنگ دز به عواملی هم‌چون میزان محتویات سیلندر، طول عمر ماده، طیف انرژی پرتوهای گسیلیده، هندسه و درصد غنا و غیره بستگی دارد. سازگاری بسیار خوب نتایج تجربی و محاسبه، حاکی از آن است که فرضیات استفاده شده منطقی بوده و از آن‌ها می‌توان برای شبیه‌سازی سیستم‌های بزرگ‌تر مانند انبار سیلندر، سیستم حمل و نقل و غیره برای تعیین زمان مجاز مواجهه با مخزن و کنترل پرتوگیری استفاده کرد. این کار به صورت تجربی در شرکت کالا الکتریک انجام شده است.

**واژه‌های کلیدی:** MCNP، آهنگ دز، پرتوزایی، اورانیم هگزافلورید، سیلندر محتوی  $UF_6$

## Dose Rate Calculation of Radiation Emitted from 30B Cylinder Containing Natural $UF_6$

M. Vafabakhsh\*, A. Rahimi, A.H. Taherizadeh Saghand, H. Havasi  
Nuclear Science and Technology Research Institute, AEOL, P.O. Box: 14155-1339, Tehran - Iran

**Abstract:** Dose rate is one of the most important factors that should be considered in handling, stacking and transportation of nuclear materials for the occupational radiation protection and for the people who are exposing to. Uranium hexafluoride is one of the radioactive compounds of uranium which is used in the enrichment industry.  $UF_6$  is kept and transferred in special carbon steel containers. In this study, the absorbed dose of radiations emitted from 30B cylinder containing fully-aged natural  $UF_6$  is simulated by MCNP4C code and results are compared with the actual data. The absorbed dose rate depends on some factors such as cylinder contents, storage time before and after discharge, radiation energy, geometry, the enrichment percent, etc. The satisfactory consistency between the calculations and measurements confirms that the simulation model can contribute to the dose mapping data around the  $UF_6$  cylinder and can be used for determination of the allowable exposure time and to control absorbed dose rate. This study is performed experimentally at the KALA ELECTRIC Company.

**Keywords:** MCNP, Dose Rate, Radioactivity, Uranium Hexafluoride,  $UF_6$  Cylinder

\*email: M\_Vafabakhsh@yahoo.com

تاریخ دریافت مقاله: ۸۸/۶/۲۵ تاریخ پذیرش مقاله: ۸۹/۳/۹



## ۱- مقدمه

برای حفاظت در برابر اشعه و دزیمتری، رادیوگرافی، فیزیک پزشکی، ایمنی بحرانیت هسته‌ای، طراحی و تحلیل آشکارسازها، اکتشاف نفت، طراحی هدف در شتاب‌دهنده‌ها، طراحی رآکتورهای شکافت و هم‌جوشی و رفع آلودگی می‌باشد. این کد توانایی پیکربندی و شبیه‌سازی سه‌بعدی مواد درون سلول‌هایی که با سطوح درجه یک، دو و نیز در بعضی حالات (مانند چنبره و بیضوی) درجه چهار مرزبندی شده‌اند را دارد. توانایی محاسبه‌ی ویژه مقدار سیستم‌های حاوی مواد شکافت‌پذیر ( $k_{eff}$ ) نیز یکی از خصوصیات ارزشمند دیگر این کد است [۴].

## ۲- روش کار

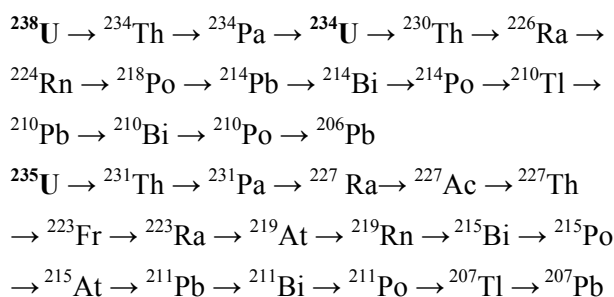
MCNP4C یک کد کامپیوتری شبیه‌سازی ترابرد N ذره‌ای همه‌منظوره است که می‌تواند برای محاسبات ترابرد نوترون، فوتون، الکترون، حالات جفت شده‌ی نوترون/فوتون/الکترون، نوترون/فوتون و فوتون/الکترون یا الکترون/فوتون مورد استفاده قرار گیرد. در شبیه‌سازی با استفاده از این کد امکان تغییر پارامترهایی مانند هندسه، چگالی و یا بافت نمونه و هم‌چنین انتخاب یک رادیونوکلید منفرد<sup>(۲)</sup> یا یک زنجیره‌ی واپاشی به منظور دستیابی به نتایج منطقی و قابل قبول و هم‌چنین امکان بررسی اهمیت و اثرات ناهمگونی بافت وجود دارد [۴].

نخستین گام در انجام محاسبات دزیمتری تعریف مناسب هندسه و مشخصات چشمه می‌باشد. در صورتی که چشمه تک‌انرژی، نقطه‌ای و دارای فعالیت مشخص باشد حل مسئله ساده خواهد بود. اما در صورتی که چشمه‌ی تابش عنصری مانند اورانیم باشد، با توجه به خصوصیات تابشی و فعالیت عناصر زنجیره‌های واپاشی مسئله پیچیده خواهد بود [۵] و [۶].

انرژی پرتوهای آلفا، بتا و گامای مربوط به ایزوتوپ‌های طبیعی اورانیم و نیز مهم‌ترین دختر-هسته‌های آن‌ها در جدول ۱ ارائه شده است [۷]. همان‌طور که ملاحظه می‌شود ایزوتوپ‌های اورانیم طبیعی همگی آلفا گسیل بوده و هیچ کدام پرتو بتا گسیل نمی‌کنند. ایزوتوپ‌های  $^{234}\text{U}$  و  $^{235}\text{U}$  اورانیم گاما گسیل می‌باشند. در شبیه‌سازی، از ذرات آلفا به دلیل برد بسیار کم و عدم پخش آن‌ها به بیرون از سیلندر و هم‌چنین از تابش‌های ناشی از  $^{234}\text{U}$  و دختر-هسته‌های  $^{235}\text{U}$  به دلیل سهم اندک آن‌ها در آهنگ دز جذبی، صرف‌نظر شده است.  $^{235}\text{U}$  پرتوهای گاما با انرژی  $0.1186\text{MeV}$  گسیل می‌کند، اما تابش‌های ناشی از دختر هسته‌های آن به دلیل انرژی پایین، کم اهمیت بوده و عمدتاً

پرتوهای مختلف ناشی از مواد پرتوزا در تأسیسات هسته‌ای دلیل محکمی است تا کار با این گونه مواد تحت کنترل قرار گرفته و از اثرات زیست‌شناختی پرتوگیری ناخواسته جلوگیری شود. تابش‌های گسیلیده از هسته‌های پرتوزا عمدتاً ذرات آلفا، ذرات بتا و تابش الکترومغناطیسی (پرتو گاما) می‌باشند. با توجه به برد بسیار کم ذرات آلفا و سهولت توقف آن‌ها در ماده، تابش‌های گاما و بتا اهمیت بیش‌تری خواهند یافت. بنابراین در مواجهه با بسیاری از مواد پرتوزا شناخت آهنگ دز جذبی پرتوهای گاما و بتا در اطراف منابع پرتوزا اهمیت زیادی دارد [۱].

اورانیم یکی از پرکاربردترین عناصر پرتوزای موجود در طبیعت است که دارای سه ایزوتوپ عمده  $^{238}\text{U}$ ،  $^{235}\text{U}$  و  $^{234}\text{U}$  با نیم-عمر و ثابت‌های واپاشی متفاوت می‌باشد. نمودار واپاشی هر کدام از این ایزوتوپ‌ها در زیر نشان داده شده است [۲]



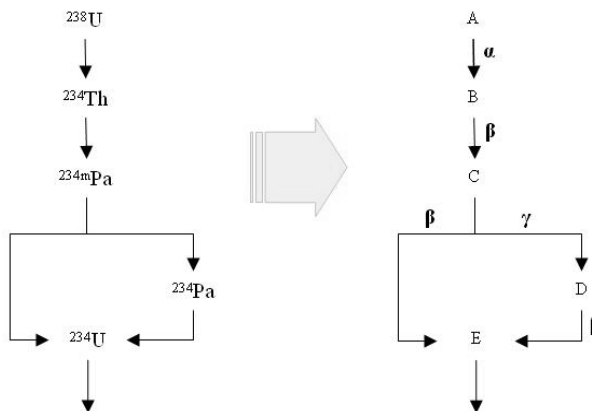
هگزافلورید اورانیم ( $\text{UF}_6$ ) یکی از ترکیبات اورانیم است که با توجه به خواص ویژه‌اش در صنعت غنی‌سازی مورد استفاده قرار می‌گیرد. برای نگهداری و حمل و نقل این ماده از مخازن ویژه‌ای از جنس آلیاژ استیل و در اندازه‌های متفاوت استفاده می‌شود. یکی از منابع پرتوگیری در صنعت غنی‌سازی همین سیلندرهاست که حاوی  $\text{UF}_6$  می‌باشد که می‌توان به سادگی با استفاده از حفاظ مناسب و رعایت فاصله، میزان پرتوگیری از آن را به حداقل رساند. عواملی چون پر یا خالی بودن سیلندر، غلظت  $^{235}\text{U}$ ، زمان ماند قبل و بعد از تخلیه، سرعت تخلیه، اندازه‌ی سیلندر، ضخامت دیواره، موقعیت و فاصله از سیلندر بر آهنگ دز سیلندر تأثیر می‌گذارند [۳].

یکی از روش‌های محاسبه‌ی آهنگ دز چشمه‌های تابش، استفاده از کدهای کامپیوتری مانند  $^{(1)}\text{MCNP}$  می‌باشد که می‌توان از آن‌ها در زمان طراحی و پیش از عملیاتی شدن یک سیستم بهره برد. از جمله موارد کاربرد این کد، استفاده از آن



جدول ۱- ویژگی‌های تابش‌های با درصد گسیلش بالا از اورانیم طبیعی.

نوکلید	نیم-عمر	انرژی (MeV) و فراوانی تابش‌های اصلی		
		آلفا (α)	بتا (β)	گاما (γ)
<sup>238</sup> U	۴,۵۱E۹ y	۴,۲۰ (%۷۹) ۴,۱۵ (%۲۱)		
<sup>235</sup> U	۷,۱E۸ y	۴,۲۱ (%۶)		۰,۱۴۴ (%۱۱)
		۴,۳۷ (%۱۷)		۰,۱۶۳ (%۵)
		۴,۶۰ (%۵)		۰,۱۸۶ (%۵۷)
		۴,۴۰ (%۵۵)		۰,۲۰۵ (%۵)
<sup>234</sup> U	۲,۴۷E۵ y	۴,۷۷ (%۷۲) ۴,۷۲ (%۲۸)		۰,۰۵۳ (%۰,۱۲)
<sup>232</sup> Th	۲۴,۱ d		۰,۱۰۳ (%۲۱) ۰,۱۹۳ (%۷۹)	۰,۰۹۳ (%۴) ۰,۰۶۳ (%۳,۵)
				۰,۰۹۲ (%۳) ۰,۰۶۳ (%۳,۵)
<sup>234m</sup> Pa	۱,۱۷ m		۲,۲۹ (%۹۸)	۱,۰۰۱ (%۰,۶۰) ۰,۷۶۵ (%۰,۳۰)
<sup>234</sup> Pa	۶,۷ h		۰,۵۳ (%۶۶) ۱,۱۳ (%۱۳)	۰,۱۳۲ (%۱۹,۷) ۰,۵۷۰ (%۱۰,۷) ۰,۹۳۶ (%۱۲) ۰,۸۸۳ (%۱۱,۸)
<sup>231</sup> Th	۲۵,۵ h		۰,۳۰۵ (%۳۵) ۰,۲۰۶ (%۱۳) ۰,۲۸۸ (%۳۷) ۰,۲۸۷ (%۱۲)	۰,۰۲۶ (%۲) ۰,۰۸۴ (%۱۰)

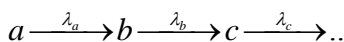


شکل ۱- زنجیره‌ی واپاشی <sup>238</sup>U.

توسط دیواره‌ی سیلندر جذب می‌شوند. پرتوهای گامای <sup>234</sup>U بسیار کم‌انرژی (۰,۰۵۳MeV) بوده و با توجه به ضخامت دیواره‌ی سیلندر (نیم اینچ) و ضریب جذب خطی استیل، تقریباً تمام انرژی خود را در بدنه‌ی سیلندر از دست می‌دهند [۳]. عناصر دیگری در سری واپاشی <sup>238</sup>U و <sup>235</sup>U وجود دارند که تابش‌های با انرژی بالا از خود گسیل می‌کنند ولی از آن جا که در انتهای زنجیره قرار دارند و میزان تولید آن‌ها بسیار پایین است در تأسیسات اورانیمی جزء تابش‌های اصلی محسوب نمی‌شوند. لذا از آن‌ها نیز صرف‌نظر شده است [۲].

در عمل، آهنک دز جذبی از یک سیلندر از گونه‌های پرتوزایی ناشی می‌شود که تابش گاما و بتای پرانرژی گسیل می‌کنند. برای اورانیم طبیعی، اورانیم با غنای پایین و تهی شده، عمده‌ترین منبع تابش <sup>234m</sup>Pa می‌باشد که دختر- هسته‌ی <sup>234</sup>Th است (<sup>234</sup>Th خود دختر- هسته‌ی <sup>238</sup>U می‌باشد). رادیونوکلیدهای مشخص شده در جدول ۱ با توجه به انرژی و شدت پرتویی که از خود گسیل می‌کنند مهم‌ترین رادیونوکلیدهای موجود در سیلندر از نظر تابش بوده، و با تقریب خوبی می‌توان فرض کرد که رادیونوکلیدهای <sup>235</sup>U و <sup>234m</sup>Pa مهم‌ترین نقش را در تولید تابش برعهده دارند. زنجیره‌ی واپاشی <sup>238</sup>U از نظر انرژی و شدت تابش در شکل ۱ خلاصه شده است.

در بسیاری از موارد، ماده‌ی پرتوزای a به ماده‌ی پایدار تبدیل نمی‌شود بلکه نتیجه‌ی واپاشی، ماده‌ی پرتوزای دیگری مانند b است



در این حالت، برای محاسبه‌ی آهنک دز، ابتدا باید فعالیت هر نوکلید مشخص شود. با استفاده از نیم-عمرهای داده شده در جدول ۱ و رابطه‌ی (۱)، می‌توان برای هر کدام از ایزوتوپ‌های اورانیم فعالیت ویژه را محاسبه نمود [۷ و ۸].



$$N(t) = \lambda_1 \lambda_2 \lambda_3 \dots \lambda_{i-1} N(0) \sum_{j=1}^i \frac{e^{-\lambda_j t}}{\prod_{k \neq j} (\lambda_k - \lambda_j)} \quad \text{if } N(0) = 0 \quad (4)$$

که در آن،  $\lambda$  ثابت واپاشی،  $N(0)$  تعداد اتم‌ها در زمان  $t=0$  و  $N(t)$  تعداد اتم‌ها در لحظه‌ی  $t$  می‌باشد.

سیلندر مدل 30B محتوی هگزافلوراید اورانیم طبیعی با مشخصات جدول ۲، شبیه‌سازی و اورانیم موجود در سیلندر به عنوان چشمه‌ی حجمی در نظر گرفته شد. هر یک از نوکلیدها ( $^{235}\text{U}$  و  $^{238}\text{Pu}$ ) به عنوان چشمه‌ی مستقل و انرژی پرتوهای گسیلیده از آن‌ها (مطابق جدول ۱)، در نظر گرفته شد و محاسبات به طور جداگانه برای آن‌ها صورت گرفت. برای محاسبه‌ی دز جذبی، از فانتوم استوانه‌ی محتوی آب به ارتفاع ۱۷۰ سانتی‌متر و جرم ۷۰ کیلوگرم استفاده شد. هندسه‌ی شبیه‌سازی شده در شکل ۲ نشان داده شده است.

خروجی محاسبات انجام شده توسط کد کامپیوتری MCNP4C برحسب MeV می‌باشد که برای تبدیل آن به آهنگ دز جذبی از رابطه‌ی ۵ استفاده شد [۸]. تعداد واقعی لحاظ شده در برنامه‌ی ورودی به گونه‌ای انتخاب شد که خطای محاسبات انجام شده کم‌تر از ۵ درصد باشد.

$$\text{DoseRate (Gy / s)} = \frac{A(\text{Bq}) \times 1 \text{ tps / Bq} \times E(\text{MeV / trans.}) \times 1.6 \times 10^{-13} \text{ J / MeV}}{m(\text{kg}) \times 1 \frac{\text{J}}{\text{kg.Gy}}} \quad (5)$$

که در آن،  $A$  فعالیت،  $E$  انرژی تابش و  $m$  جرم فانتوم می‌باشد. با استفاده از ضرایب وزنی بافت و پرتو می‌توان نتیجه‌ی این رابطه را به آهنگ دز معادل مؤثر (Sv/s) تبدیل نمود. با توجه به نوع پرتوهای خارج شده از سیلندر (پرتوهای گاما و بتا)، ضریب وزنی پرتو برابر با یک است. ضریب وزنی پرتو برای کل بدن نیز یک می‌باشد [۱۰].

جدول ۲- مشخصات سیلندر 30B شبیه‌سازی شده.

مقدار مواد	ضخامت	شعاع سیلندر	طول سیلندر	جنس سیلندر
۹۶۴ kg	۰٫۵ in	۳۰ in	۷۶ in	استیل (فولاد ضدزنگ)

$$S.A = \frac{1.13 \times 10^{13}}{A_i \times T_i} \quad (\text{Ci / gr}) \quad (1)$$

که در آن،  $S.A$  فعالیت ویژه،  $A_i$  و  $T_i$ ، به ترتیب، عدد جرمی و نیم-عمر نوکلید موردنظر می‌باشد. برای به دست آوردن میزان فعالیت کل یک رادیونوکلید می‌توان از رابطه‌ی زیر (رابطه ۲) استفاده کرد که در آن داشتن جرم نوکلید موردنظر ( $m$ ) ضروری است [۸]

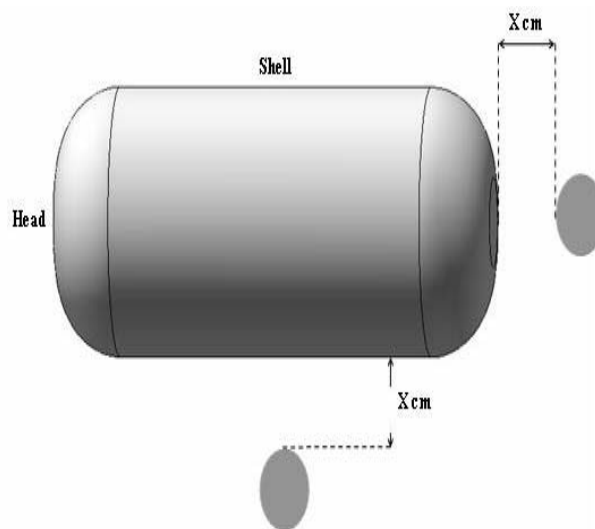
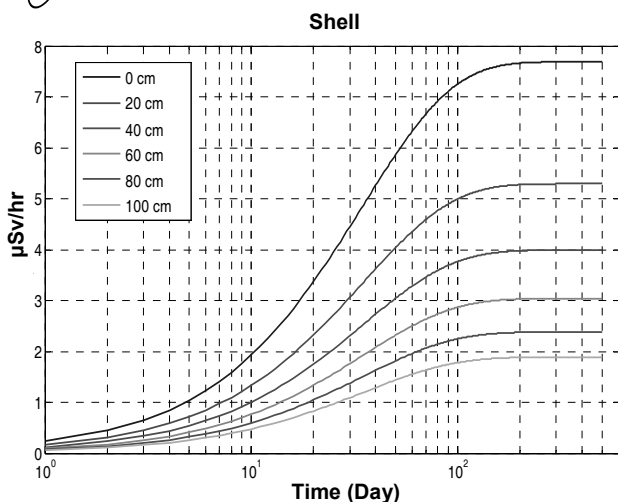
$$\text{Total Activity} = [S.A (\text{Ci/gr}) \times m(\text{gr})] \quad (2)$$

با توجه به این که ایزوتوپ‌های اورانیم و دختر-هسته‌های آن‌ها همگی پرتوزا بوده و به عنوان چشمه‌ی تابش پرتوهای آلفا، بتا و گاما عمل می‌کنند، لازم است در هر لحظه از زمان جرم ایزوتوپ‌های اورانیم باقی‌مانده و دختر-هسته‌های آن‌ها محاسبه شود. در عمل تعداد هسته‌های یک ماده‌ی پرتوزای خالص با گذشت زمان، طبق یک قانون نمایی (رابطه ۳) کاهش می‌یابد.

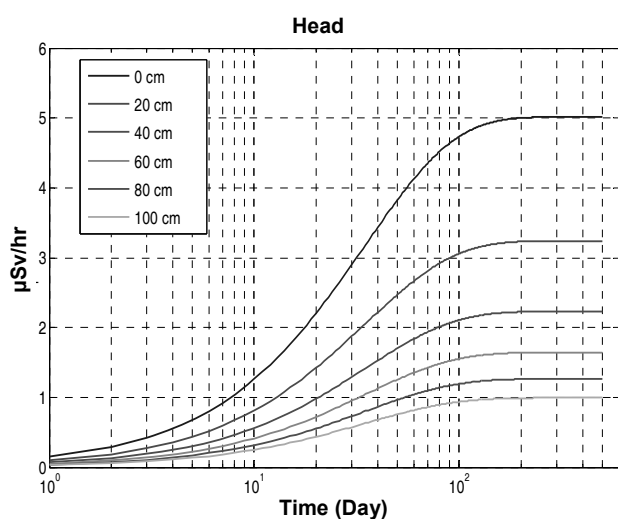
$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} \quad (3)$$

که در آن  $N(t)$  و  $N_0$ ، به ترتیب، تعداد اتم‌ها در لحظه‌ی  $t$  و  $t=0$  و  $\lambda$  ثابت واپاشی ماده‌ی پرتوزا می‌باشد.

از آن جا که با گذشت زمان تعداد دختر-هسته‌های اورانیم افزایش می‌یابد، شدت تابش‌های گسیلیده از  $\text{UF}_6$  بیش‌تر می‌شود به طوری که دز ناشی از  $\text{UF}_6$  تازه تولید شده با دز ماده‌ای که مدتی از تولید آن گذشته متفاوت خواهد بود [۳]. با توجه به رابطه‌ی ۳، در هر لحظه تنها برای  $^{238}\text{U}$  و  $^{235}\text{U}$  می‌توان تعداد اتم‌های باقی‌مانده و در نتیجه جرم باقی‌مانده را محاسبه کرد. برای محاسبه‌ی جرم دختر-هسته‌ها کار مشکل‌تر شده و برای تخمین جرم لحظه‌ای این نوکلیدها باید از معادله‌ی باتمان (رابطه‌ی ۴) استفاده کرد [۹].



شکل ۲- هندسه‌ی شبیه‌سازی شده برای محاسبه‌ی دز جذبی.



شکل ۳- تغییرات آهنگ دز جذبی محاسبه شده، برحسب زمان برای فواصل مختلف و در دو جهت سر و پوسته‌ی سیلندر 30B.

جدول ۳- نتایج حاصل از دزیمتری سیلندر 30B در جهات و فواصل مختلف.

آهنگ دز (µSv/hr)							فاصله (cm)	
۱۰۰	۸۰	۶۰	۴۰	۲۰	۰	۰		
۰.۹۴۵	۱.۲۴۲	۱.۶۹۵	۲.۵۵۲	۴.۲۷۷	۸.۰۸۷	سر	تجربی	
۱.۹۲۰	۲.۴۷۲	۳.۰۹۵	۴.۱۸۵	۵.۵۱۲	۷.۶۸۵	پوسته		
۰.۹۲۴	۱.۲۶۵	۱.۶۴۵	۲.۲۳۲	۳.۲۴۰	۵.۰۱۶	سر	محاسبه	
۱.۸۸۷	۲.۳۸۲	۳.۰۳۹	۳.۹۸۹	۵.۲۹۰	۷.۶۸۰	پوسته		
۲	۲	۳	۱۲	۲۴	۳۸	سر	اختلاف (%)	
۲	۴	۲	۵	۴	≈۰	پوسته		

همان طور که قبلاً اشاره شد، با توجه به قانون‌نمایی واپاشی هسته‌ای، مقدار ایزوتوپ‌های اورانیم و دختر هسته‌های آن‌ها با گذشت زمان و تا رسیدن به تعادل تغییر می‌کند و به همین دلیل میزان آهنگ دز اورانیم با گذشت زمان متغیر خواهد بود. جهت سهولت کار، برای تبدیل انرژی جذب شده به آهنگ دز و هم‌چنین رسم نمودار تغییرات آهنگ دز برحسب زمان (با استفاده از روابط ۴ و ۵ برای هر نوکلید) از نرم‌افزار MATLAB استفاده شد. نتایج شبیه‌سازی با استفاده از کد MCNP4C برای جهات و فواصل مختلف سیلندر در نمودارهای شکل ۳ مقایسه شده‌اند.

برای ثبت طیف پرتو گاما از آشکارسازهای سوسوزن (NaI, CsI و BGO) عموماً استفاده می‌شود و میزان فعالیت، از طیف پرتو گاما و با تجزیه و تحلیل قله‌های تمام انرژی یا تجزیه و تحلیل کل طیف استخراج می‌گردد [۵]. به منظور مقایسه‌ی نتایج تجربی و محاسبه، سیلندر محتوی هگزافلورید اورانیم طبیعی شبیه‌سازی شده، توسط دزیمتر SCINTO (NaI) تابش‌سنجی شد. با در نظر گرفتن تقارن، آهنگ دز جذبی از سیلندر در دو جهت سر و پوسته (شکل ۲) و در فواصل ۰، ۲۰، ۴۰، ۶۰، ۸۰ و ۱۰۰ سانتی‌متری اندازه‌گیری شد. نتایج این اندازه‌گیری‌ها در جدول ۳ ارایه شده است.

در شکل ۴، آهنگ دز جذبی حاصل از محاسبه و داده‌های تجربی مقایسه شده‌اند.



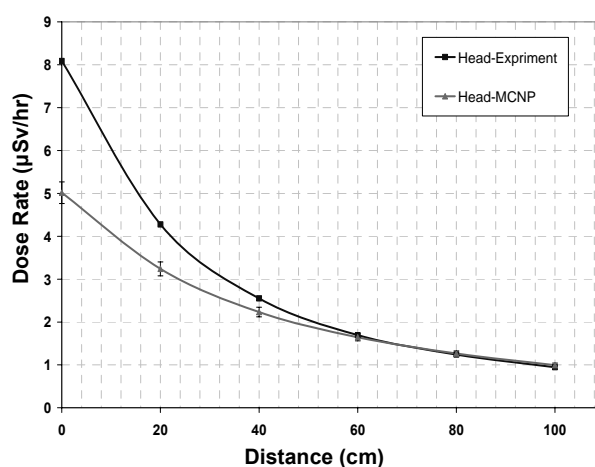
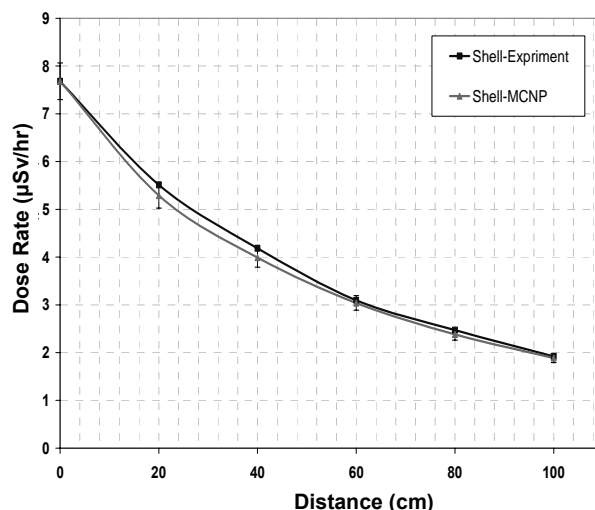
همان‌طور که از نمودارهای شکل ۳ مشاهده می‌شود در ابتدای عمر  $UF_6$ ، آهنگ دز تا حدود ۱۰ روز با سرعت نسبتاً کمی افزایش می‌یابد. با توجه به این که اکثر دز حاصل از اورانیم ناشی از دختر هسته‌های آن می‌باشد، به دلیل پایین بودن نیم-عمر دختر هسته‌ها و بالا بودن نیم-عمر اورانیم، در اوایل عمر  $UF_6$  میزان دختر هسته‌ها به کندی افزایش می‌یابد. با افزایش عمر  $UF_6$  در فاصله‌ی زمانی ۱۰ تا ۱۰۰ روز، مقدار دختر هسته‌ها و در نتیجه آهنگ دز با سرعت بیش‌تری افزایش می‌یابد. همان‌طور که مشاهده می‌شود افزایش آهنگ دز بعد از گذشت تقریباً ۱۰۰ روز از تولید هگزافلورید اورانیم به دلیل برقراری تعادل بین رادیونوکلیدهای مادر و دختر روند کندتری پیدا کرده و به مقدار ثابتی میل می‌کند.

از جمله‌ی عوامل دیگری که بر میزان دز جذبی از مخازن  $UF_6$  تأثیر بسیار مهمی دارد، جهت در معرض قرارگیری<sup>(۴)</sup> می‌باشد که در این کار پژوهشی مورد بررسی قرار گرفته است. همان‌طور که از داده‌های محاسباتی شکل ۴ و نتایج تجربی جدول ۳ مشاهده می‌شود آهنگ دز جذبی ناشی از مخزن  $UF_6$  در جهات مختلف یکسان نیست. به طور کلی آهنگ دز جذبی در جهت سر کم‌تر از پوسته می‌باشد که علت این امر کوچک‌تر بودن سطح مقطع در جهت سر و افزایش خاصیت خود حفاظی<sup>(۵)</sup> هگزافلورید اورانیم می‌باشد.

با توجه به عوامل تأثیرگذار فوق بر آهنگ دز و فرضیات در نظر گرفته شده، می‌توان سیستم‌های مشابهی را در مورد حمل و نقل مخازن، طراحی واحدهای عملیاتی و انبار مخازن  $UF_6$  به گونه‌ای تعریف کرد که با توجه به نحوه‌ی قرار گرفتن مخزن، دز دریافتی توسط راننده‌ی وسیله‌ی نقلیه و پرسنل واحدهای عملیاتی و نظارتی به حداقل برسد. هم‌چنین با این شیوه می‌توان زمان بهینه‌ی مواجهه با سیلندر را محاسبه نمود و از رسیدن آسیب تابشی بیش از حد به پرسنل جلوگیری کرد.

### تشکر و قدردانی

بدین وسیله از همکاری و مساعدت آقایان مجید خونساری، سید جابر صفدری، عباس رشیدی، محمود سبحانی و میثم صداقت تشکر و قدردانی می‌شود.



شکل ۴- مقایسه‌ی نتایج تجربی با نتایج حاصل از محاسبه در زمان تعادل ایزوتوپ‌های اورانیم.

### ۳- بحث و نتیجه‌گیری

همان‌طور که از نتایج به دست آمده مشاهده می‌شود، در فواصل کم‌تر از قطر سیلندر (d) با افزایش فاصله، آهنگ دز جذبی تقریباً با ضریب  $1/d$  و در فواصل دورتر تقریباً با ضریب  $1/d^2$  تغییر می‌کند. سازگاری نسبتاً خوب نتایج تجربی حاصل از دزیمتری با داده‌های شبیه‌سازی نشان‌دهنده‌ی صحت فرضیات در نظر گرفته شده می‌باشد. اختلاف مشاهده شده بین نتایج تجربی و محاسبه در فواصل نزدیک سر سیلندر (شکل ۴) می‌تواند ناشی از نوردکاری این قسمت برای ایجاد انحنا مورد نیاز حین ساخت مخزن باشد. نوردکاری باعث کاهش و عدم یکنواختی ضخامت دیواره‌ی سیلندر در این قسمت شده و در نتیجه آهنگ دز بیش‌تری تجربه می‌شود.



## پی‌نوشت‌ها:

- ۱- MCNP: Mont Carlo N-Particles
- ۲- Single Radionuclide
- ۳- Coupling

- ۴- Exposure
- ۵- Self-Shielding

## References:

1. J.G. LEWI, "Dose rates produced from gamma ray sources," Industrial and Engineering Chemistry, V. 49 (1957).
2. Jack, C. Bailey, "Health physics considerations in UF<sub>6</sub> handling," CONF-9110117 (1991).
3. P.J. Friend, "Radiation dose rates from UF<sub>6</sub> cylinders," CONF-9110117 (1991).
4. Judith F. Briesmeister, Editor, MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 4C, April 10 (2000).
5. P.H.G.M. Hendriks, M. Maučec1, R.J. de Meijer, "MCNP modeling of scintillation-detector  $\gamma$ -ray spectra from natural radionuclides," Applied Radiation and Isotopes, 57, 449-457 (2002).
6. C. Oliveira, J. Salgado, A. Ferro de Carvalho, "Dose rate determinations in the Portuguese Gamma Irradiation Facility, Monte Carlo Simulations and Measurements," Radiation Physics and Chemistry 58, 279-285 (2000).
7. DOE-Std-1136-2004, "Guide of good practices for occupational Radiological protection in uranium pocilities," December (2004).
8. Cember Herman, "Introduction to Health Physics," McGraw-Hill (1996).
9. Kenneth S. Krane, "Introductory Nuclear Physics," John Wiley & Sons (1988).
10. M. Ghiasi Nezhad, M. Katoozi, "General courses on radiation protection," Dorbid (2003).