

محاسبات دز نوترون در حادثه بحرانیت JCO در Tokaimura با کد MCNPX

حسین محمدی* و محمدرضا شجاعی

*سمنان، شاهرود، دانشگاه صنعتی شاهرود، دانشکده فیزیک، گروه هسته‌ای، کد پستی: ۳۶۱۵۵-۳۱۶

پست الکترونیکی: hossein.mohammadi2644@gmail.com

چکیده

هدف از این مطالعه تهیه مدلی برای ارزیابی اثرات بحرانیت هسته‌ای در واحدهای فرآیندی غیرراکتوری و بررسی تأثیر فاصله بر کاهش دز و طیف انرژی نوترون می‌باشد. در تحقیق حاضر میزان دز دریافتی در فواصل ۰/۵ تا ۴۵ متر از محل حادثه با استفاده از کد مونت کارلو MCNPX مورد بررسی قرار گرفت. طیف انرژی نوترون در داخل مخزن و بر روی آشکارسازهای شبیه‌سازی شده در فواصل ۲۵، ۳۰ و ۳۰ متر مورد مطالعه قرار گرفت و تأثیر فاصله بر طیف انرژی نوترون به دست آمد. جهت اعتبار بخشی به نتایج شبیه‌سازی، این نتایج با داده‌های تجربی حاصل از اندازه‌گیری در زمان بروز حادثه مقایسه گردید و مشخص شد هیچ‌گونه اختلاف معنی‌دار آماری بین نتایج وجود ندارد. نتایج تحقیق نشان می‌دهد از این مدل شبیه‌سازی شده می‌توان برای زمان حضور پرسنل در هنگام بروز حادثه، طراحی اتاق کنترل و جانمایی تجهیزات پایش محیطی بحرانیت استفاده کرد. همچنین با توجه به میزان حد دز سالیانه پرتوگیری شغلی، زمان مجاز کار پرتوکاران در فاصله ۵۰ متری از محل بروز حادثه با اعمال فرضیات لازم حدود ۳ ساعت تعیین گردید.

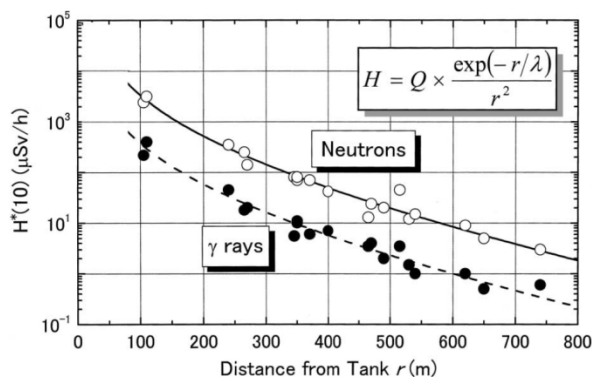
کلیدواژگان: حادثه بحرانیت هسته‌ای، دزیمتری نوترون، شبیه‌سازی MCNPX، طیف انرژی نوترون.

۱. مقدمه

که با مواد هسته‌ای کار می‌کنند، آسیب برسانند [۱]. لذا بایستی حوادث و رخدادها را محتمل ناشی از عدم رعایت کامل اصول ایمنی بحرانیت شناخته شده و تدابیر لازم برای رعایت ایمنی کامل در طراحی‌ها و اقدامات اجرایی اندیشیده شود. در تاسیسات بازفرآوری سوخت، حادثه بحرانیت هسته‌ای یکی از حوادث محتمل می‌باشد که بایستی برای انجام اقدامات پیشگیرانه و ایمنی کارکنان و مردم در نظر گرفته و برآوردهای لازم صورت پذیرد [۲]. حوادث بحرانی شدن شبیه آنچه در ۱۹۹۹ در شرکت JCO ژاپن و در ۱۹۹۷ در ساروف روسیه

بهره‌برداری از انرژی حاصل از شکافت هسته‌ای نیازمند فناوری پیچیده‌ی هسته‌ای است و در این میان تولید سوخت هسته‌ای نقش کلیدی و اصلی را برعهده دارد. برای استفاده از انرژی هسته‌ای باید خصوصیات و مشخصات این انرژی را شناخت و در تولید و فرآوری سوخت شرایط ایمن را فراهم نمود. اگر در استفاده از این انرژی نکات ایمنی به درستی به کار گرفته نشود، می‌تواند منجر به وقوع حوادث جبران‌ناپذیری شود از جمله بحرانیت هسته‌ای گردیده و به کارکنان و افرادی

خارج از سایت نیز در معرض تابش هسته‌ای قرار گرفتند. این حادثه حدود ۲۰ ساعت به طول انجامید و تعداد کل شکافت‌ها در این مدت $2/5 \times 10^{18}$ بوده است. در شکل (۱) آهنگ دز نوترون در فواصل ۱۰۰ تا ۴۰۰ متر از محل حادثه اندازه‌گیری شده توسط گروه JAERI با شمارشگر Anderson-Braun نشان داده شده است.



شکل (۱): نتایج اندازه‌گیری دز محیطی بر حسب فاصله.

با استفاده از این داده‌ها و پارامترهای انطباق فرمول استیونسون^۲ رابطه میان آهنگ دز و فاصله از یک چشمه یکنواخت شبه-نقطه‌ای با روش کوچکترین-مربعات^۳ به صورت رابطه (۱) در می‌آید:

$$H_n = 5.45E7 \times \left(\frac{\exp(-\frac{r}{208})}{r^2} \right) \quad (1)$$

که در آنجا دز نوترون (H_n) بر حسب $\frac{\mu\text{Sv}}{\text{h}}$ و فاصله از محل حادثه r بر حسب متر می‌باشد [۶].

۲.۲. شبیه‌سازی مونت کارلو

کد کامپیوتری مونت کارلو MCNPX، ابزار قدرتمند و چندمنظوره برای محاسبات ترابرد ذرات است. از این کد می‌توان برای ترابرد نوترون، پروتون، فوتون و الکترون استفاده کرد. کد MCNPX می‌تواند برای محاسبات ضریب تکثیر،

روی داد، نمونه‌های بسیار خوبی از نیاز به وجود محاسبات دزیمتری در تاسیسات فرآوری و بازفرآوری هستند. اینها تنها چند مورد از حدود ۶۰ حادثه بحرانی در دنیا می‌باشند که تاکنون رخ داده اند [۳].

به طور کلی ارزیابی و تخمین دز خارجی با استفاده از روش محاسبات دز برای واحدهای حاوی مواد رادیواکتیو غنی شده که احتمال پرتوگیری بالا در هنگام بروز حوادث از جمله بحرانیات را دارد، صورت می‌گیرد. مواد رادیواکتیو دارای تابش‌های یونیزان مانند نوترون و گاما می‌باشند که دز ناشی از این تابش‌ها اگر از حد مجاز تعیین شده در استانداردها تجاوز کند می‌تواند برای پرسنل خطرناک باشد، با توجه به اینکه در حوادث بحرانیات، پرتوهای نوترون و گامای زیادی ساطع می‌شود، بایستی دز ناشی از بحرانیات در شرایط حادثه در تجهیزاتی که حاوی این مواد پرتوزا با احتمال بروز واقعه بحرانیات هستند، محاسبه و ارزیابی گردد. در حوادث بحرانیات شکافت با پالس‌های در حدود 10^{15} تا 10^{20} (در یک فاصله زمانی کوتاه کمتر از یک ثانیه) اتفاق می‌افتد [۴]. حوادث بحرانیات می‌تواند منجر به دزهای کشنده تابش نوترون و گاما در فواصل نزدیک (در حدود چند ده متر) از محل حادثه شود. در این تحقیق شرایط حادثه JCO ژاپن با کد MCNPX شبیه‌سازی شده و میزان دز نوترون در فواصل مختلف محاسبه و با داده‌های تجربی اندازه‌گیری شده مقایسه گردیده است.

۲. روش کار

۱.۲. داده‌های تجربی

حادثه JCO در ساختمان فرآوری سوخت در منطقه توکایمورا^۱ کشور ژاپن رخ داد. در این کارخانه ۱۶/۸ کیلوگرم اورانیوم با غنای ۱۸/۸٪ در فرم اورانیل نیترات با غلظت $370 \frac{\text{g}}{\text{lit}}$ کار می‌کرد [۵]. حادثه در JCO اولین حادثه بحرانیات بود که افراد

2-Stevenson's formula

3-least-squares

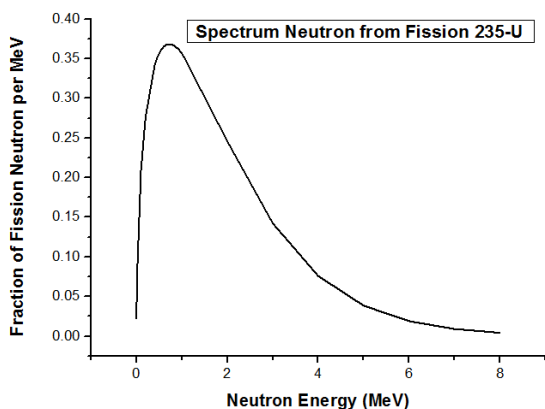
1- Tokaimura

بنابراین تعداد نوترون‌ها به وجود آمده در حادثه را می‌توان با استفاده از رابطه (۳) محاسبه کرد.

$$\text{Number of Neutron} = 3.467 \times 10^{10} \times P \times (\bar{v}) \left(\frac{\text{Neutron}}{s} \right) \quad (3)$$

ضریب p توان حالت-پایای سیستم و ضریب \bar{v} تعداد نوترون‌های تولیدی از هر شکافت است که با استفاده از کارت FM از سطح مقطع شکافت محاسبه می‌شود. برای محاسبه دز، از تالی F4 با استفاده از توابع DE و DF از ضرایب دز ICRP21 استفاده شده است [۹].

نوترون‌هایی که توسط شکافت تولید می‌شوند نوترون‌های با انرژی بالا هستند و تقریباً همه دارای انرژی بین ۰/۱ MeV تا ۱۰ MeV دارند. توزیع انرژی نوترون‌ها بعد از شکافت در نمودار (۱) آمده است.

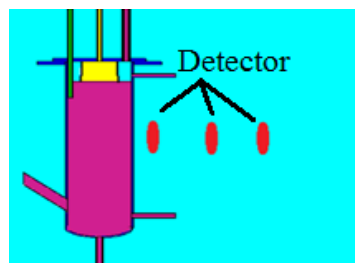


نمودار (۱): طیف انرژی نوترون بعد از شکافت [۱۰].

۳. بحث و نتایج

با توجه به وجود عناصری با عدد اتمی کوچک در مخزن، طیف خروجی نوترون‌های تولید شده در داخل مخزن با استفاده از شبیه‌سازی کد مونت‌کارلوی MCNPX در نمودار (۲) به‌دست آمده است.

آهنگ واکنش، طیف و شار نوترون، توزیع آهنگ واکنش‌ها، حفاظ‌گذاری و ... استفاده شود. MCNPX همچنین علاوه بر موارد بالا دارای ۷ خروجی استاندارد نیز می‌باشد [۷]. به منظور شبیه‌سازی هندسه مطابق با مشخصات حادثه JCO ژاپن، مخزنی با حجم ۴۵ لیتر و چگالی $\frac{69}{3} \frac{gr}{lit}$ ماده شکافت‌پذیر نظر گرفته شده است [۵]. در شکل (۲) هندسه شبیه‌سازی شده توسط کد MCNPX با شعاع ۲۲/۵ و ارتفاع ۶۱ سانتی‌متر در نمایش داده شده است. برای محاسبه دز در اطراف مخزن حادثه دیده آشکارساز در فواصل ۰/۵ تا ۴۵ متری شبیه‌سازی شده است.



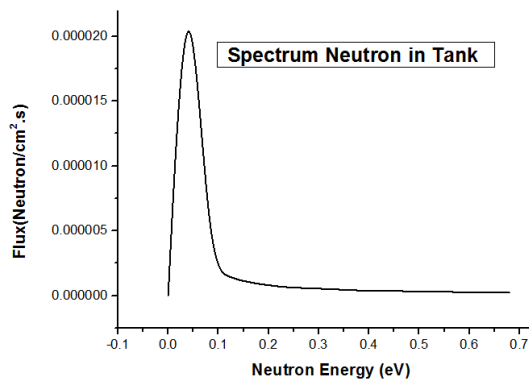
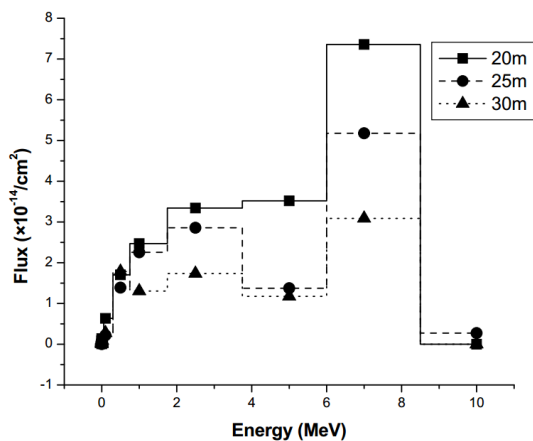
شکل (۲): نمایی از هندسه شبیه‌سازی شده با کد MCNPX.

همه خروجی‌های کد MCNPX نرمال شده به یک ذره اولیه هستند، به‌جز مسئله بحرانیته KCODE که نرمال شده به یک نوترون حاصل از شکافت است. بنابراین برای محاسبه تخمین دز حاصل از حادثه بحرانیته بایستی ضریب مناسب محاسبه و استفاده شود. برای محاسبه ضریب تعداد نوترون‌های تولید شده با داشتن توان حالت- پایا از رابطه (۲) استفاده می‌کنیم [۸].

$$\left(\frac{1J/s}{W} \right) \left(\frac{1MeV}{1.602 \times 10^{-13} J} \right) \left(\frac{fission}{180MeV} \right) = 3.467 \times 10^{10} \left(\frac{fission}{W \cdot s} \right) \quad (2)$$

1-fissile

2- Steady- State



نمودار (۲): طیف انرژی نوترون داخل مخزن بحرانی بر اساس نتایج

MCNPX

همان طور که در نمودار (۳) مشاهده می‌شود طیف انرژی نوترون در انرژی‌های پایین (در حدود ۰.۰۲۵ eV) دارای قله است و با افزایش انرژی مقدار شار نوترون کاهش می‌یابد. با مقایسه نمودار (۲) و نمودار (۳) مشاهده می‌شود، قله نمودار به سمت انرژی‌های کم انتقال پیدا کرده و پهنای قله نیز کاهش یافته است. علت اتفاقات مذکور وجود ذرات هیدروژن و عناصر با عدد اتمی کوچک است که با نوترون برخورد الاستیک انجام داده و کند می‌شوند. بنابراین مطابق با انتظارات پیش بینی شده بیشتر نوترون‌های خروجی از مخزن نوترون‌هایی با انرژی کم (در حدود ۰.۰۲۵ eV) می‌باشند. سپس طیف انرژی نوترون در فواصل ۰.۲۵، ۰.۳۰ و ۰.۳۵ متری با استفاده از نتایج شبیه‌سازی بر روی آشکارساز فرضی محاسبه شده و در نمودار (۳) نشان داده شده است.

همانطور که از نمودار (۳) قابل مشاهده است، سطح زیر نمودار شار بر حسب انرژی که معیاری از دز دریافتی می‌باشد، با افزایش فاصله کاهش پیدا کرده است. همچنین با افزایش فاصله، قله منحنی کاهش پیدا کرده است، زیرا با کاهش میزان شار فرودی، فراوانی و احتمال رسیدن نوترون‌ها به آشکارساز کاهش می‌یابد. نکته قابل توجه در نمودار مذکور ثابت ماندن مکان قله منحنی با افزایش فاصله است. دلیل این امر عدم وجود محیط کندکننده در مسیر توزیع نوترون می‌باشد.

نمودار (۳): شار فرودی نوترون بر آشکارساز در فواصل مختلف با

استفاده از کد MCNPX

به منظور محاسبات دز محیطی $H^*(10)$ بر حسب فاصله مطابق شکل (۱) آشکارسازهایی در فواصل ۰/۵ تا ۴۵ متر از مخزن بحرانی قرار گرفته و دز محیطی به‌ازای یک شکافت محاسبه گردید. نتایج مربوط به محاسبات در جدول (۱) آمده است:

جدول (۱): میزان دز نوترون بر حسب فاصله با استفاده از کد MCNPX

فاصله از مخزن حادثه دیده (m) دز ($\times 10^{-8} \mu Sv/h/n/(cm^2.s)$)

۰/۵	۳۷۱
۱	۱۱۱
۵	۶/۲۵
۱۰	۱/۸۶
۱۵	۰/۵۸
۲۰	۰/۵۶
۲۲	۰/۲۰
۲۵	۰/۱۴
۳۰	۰/۱۰
۳۵	۰/۰۶
۴۰	۰/۰۵
۴۵	۰/۰۲

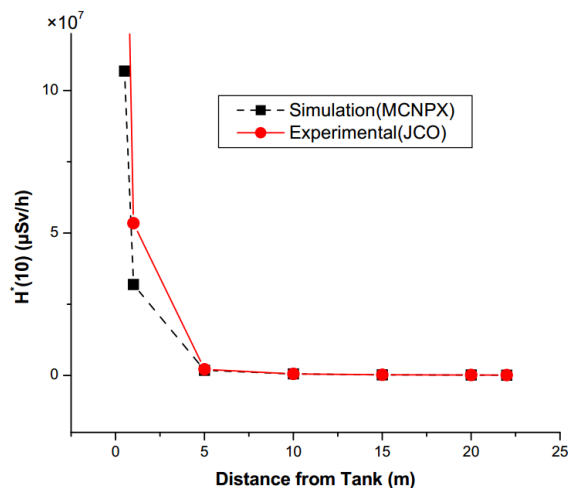
بزرگتر از ۰/۰۵ می‌باشد. بنابراین می‌توان نتیجه گرفت نتایج شبیه‌سازی و نتایج تجربی با فاصله اطمینان ۹۵ درصد دارای هیچ اختلاف معنی‌دار آماری نمی‌باشد. همچنین ضریب همبستگی نتایج نیز ۰/۹۹۹۷ به‌دست آمد.

با توجه به حد دز پرتوگیری شغلی ۵۰ mSv در سال (میانگین ۲۰ mSv در ۵ سال متوالی) [۱۲] و در صورتیکه فرض شود تنها منبع پرتوگیری کارکنان از نوترون‌های حاصل از حادثه بحرانیته باشد و با در نظر گرفتن آهنگ دز نوترون در فاصله ۵۰ متری (حدود $17150 \frac{\mu\text{Sv}}{\text{h}}$) زمان مجاز کار پرتوکاران حدود ۳ ساعت تخمین زده شد. شایان ذکر است در مواقع اضطراری و بروز حادثه برای کارکنان و پاسخ به شرایط اضطراری برای نجات جان کارکنان، حدود مجاز دریافت پرتوگیری می‌تواند تا ۲۵۰ mSv نیز بالا برود [۱۳].

۴. نتیجه‌گیری

حادثه بحرانیته یکی از حوادث محتمل در تاسیسات و مکان‌هایی است که با مواد غنی شده فعالیت انجام می‌شود. بنابراین شبیه‌سازی‌های حادثه با استفاده از کدهای معتبر باید انجام گرفته و بعد از انطباق با شرایط و نتایج تجربی، به منظور بررسی و طراحی شرایط مختلف نظیر طراحی حفاظ مناسب، طراحی اتاق کنترل ایمن، زمان و مکان پاسخ در شرایط اضطراری و ... از این فرضیات و مدل پیشنهادی استفاده کرد. در این تحقیق، با توجه به وجود نتایج تجربی از حادثه JCO در منطقه توکایمورای ژاپن، با استفاده از کد شبیه‌ساز MCNPX شرایط بروز حادثه بحرانیته مدلسازی شده و علاوه بر طیف نوترون تولیدی در مخزن حادثه دیده، تاثیر فاصله بر دز دریافتی در محیط و طیف نوترون در فواصل مختلف بر روی آشکارساز مورد بحث و بررسی قرار گرفت و مشخص گردید نتایج شبیه‌سازی با نتایج تجربی و فرمول استیونسون با سطح اطمینان ۹۵٪ اختلاف معنی‌دار آماری ندارد. بنابراین از

با استفاده از نتایج محاسبه شده از کد MCNPX و سطح مقطع‌های شکافت، مقدار \bar{V} برابر ۲/۴۴ نوترون به‌دست آمد. برای انطباق نتایج شبیه‌سازی با نتایج تجربی با استفاده از رابطه (۲) باید توان حالت- پایای سیستم را تعیین کرد. در حادثه JCO ژاپن (۱۹۹۹) فرض شده میانگین حادثه در مدت زمان حدود ۲۰ ساعت ۳/۴ کیلووات است یعنی آهنگ واکنش در این حادثه حدود یک میلیون بار کوچکتر از یک نیروگاه ۱۰۰۰ مگاواتی می‌باشد [۱۱]. با در نظر گرفتن نتایج فوق میزان دز محاسبه شده به ازای تعداد شکافت‌های اتفاق افتاده در حادثه و بر اساس رابطه (۲) به صورت نمودار (۴) محاسبه گردید. با توجه به استفاده از فرمول استیونسون برای انطباق نتایج تجربی حادثه JCO و با فرض شبه‌نقطه‌ای بودن چشمه حادثه، و نظر به شبیه‌سازی شرایط واقعی در محاسبات MCNPX، از نتایج تجربی حادثه در فواصل به نسبت دورتر می‌توان استفاده نمود و این اختلاف در فواصل کوچک در نمودار (۴) به صورت کامل نمایان است.



نمودار (۴): نتایج دز محیطی شبیه‌سازی شده و تجربی بر حسب فاصله.

برای مقایسه نتایج شبیه‌سازی و نتایج استخراج شده از حادثه JCO (فرمول استیونسون) از تست آماری من- ویتنی^۱ استفاده شده است. مقدار P بدست آمده از این تست ۰/۴۷ است که با توجه به جدول، این مقدار با فاصله اطمینان ۹۵٪

1- Mann-Whitney

محدودیت‌های دز شغلی سالیانه، حضور داشته و عملیات‌های شرایط اضطراری و فرآیندهای زیربحرانی کردن سیستم و تثبیت آن را انجام دهند.

این مدل شبیه‌سازی شده، می‌توان برای طراحی اتاق کنترل و جانمایی تجهیزات پایش محیطی استفاده نمود. برای پاسخ به شرایط اضطراری، کارکنان می‌توانند در فاصله ۵۰ متری از محل وقوع حادثه در حدود ۳ ساعت با توجه به

۵. مراجع

- [1] M. S. Hodges, C. E. Sanders. Nuclear criticality Accident Safety, Near Misses and Classification. Progress in Nuclear Energy, Volume 76 (September 2014), P.88–99
- [2] H. SONO, A. OHNO. Retrospective Estimation of the Spatial Dose Distribution and the Number of Fissions in Criticality Accident Using Area Dosimeters. Nuclear Science and Technology, Vol. 44, No. 1, (2007), p. 43–53
- [3] A. K. Ziver, C. C. Pain. Comparative Neutron and Gamma-ray Dosimetry of JCO and SAROV Accidents Using FETCH. JAERI-Conf(2003) -019
- [4] T. G. Hughes, "Criticality Incident at Windscale", Nuclear Engineering International, Vol. 17, No. 191, (Feb 1972), pp.95-7.
- [5] T. P. McLaughlin, S. P. Monahan, N. L. Pruvost et al. A Review of Criticality Accidents. LA-13638, Los Alamos National Laboratory, (2000).
- [6] S.I Tanaka. Summary of the JCO Criticality Accident in Tokai-mura and a Dose Assessment. J. Radiat. Res. 42, (2001), S1–S9 .
- [7] X. Liu, J. Ahn. Conditions for criticality byuranium deposition in water-saturated geological formations. Nuclear Science and Technology, Volume 52, Issue 3, (2015)
- [8] J.F. Briemeister. MCNP: A General Monte Carlo N-particle Transport code. Version 4B. Los Alamos National Laboratory, LA-12625 M Version 4, (2000)
- [9] D. B. Pelowitz. MCNPX User's Manual. Version 2.6.0, LA-CP-07-1473, (April 2008).
- [10] DOE Fundamentals Handbook, Nuclear Physics and Reactor Theory , DOE-HDBK-1019/1-93, (January 1993).
- [11] T. B. Cochran. Preliminary Analysis of the Criticality Accident at Tokaimura. NRDC, (October 4 1999).
- [12] IAEA-Safety Series. International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources. No 115 (1996).
- [13] U.S. Environmental Protection Agency. Protective Action Guides And Planning Guidance For Radiological Incidents. (March 2013).