



بررسی تابشی و محاسبه دز ناشی از استخر ذخیره سوخت در اطراف نیروگاه بوشهر در هنگام

حادثه خالی شدن آب استخر با استفاده از کد MCNPX

کمال، حداد*؛ امین، گلستانی؛ فرشاد، فقیهی

دانشگاه شیراز - دانشکده مهندسی هسته‌ای - گروه مهندسی هسته‌ای

چکیده:

استخر ذخیره‌سازی سوخت که برای نگهداری سوخت‌های مصرف‌شده به مدت ۸ سال استفاده می‌شود دارای پتانسیل بالایی برای ایجاد آلودگی هسته‌ای است. مثالی از این ادعا، حادثه‌ی هسته‌ای نیروگاه فوکوشیما در ژاپن است که آلودگی زیادی از طریق استخر حادثه‌دیده به محیط اطراف منتقل شد و اهمیت مطالعه استخر ذخیره‌سازی سوخت را یادآوری کرد. در این مطالعه حادثه فوکوشیما برای نیروگاه بوشهر شبیه سازی و تابش‌ها و دز ناشی از استخر ذخیره‌سازی سوخت‌های مصرف‌شده نیروگاه بوشهر که در طی حادثه آب آن خالی شده است، محاسبه گردیده است.

کلمات کلیدی: استخر ذخیره سوخت‌های مصرف‌شده، دز تابش، دز جذبی، شار ذرات

۱-مقدمه

استخر ذخیره سوخت‌های مصرف‌شده^۱ یکی از تجهیزات جانبی نیروگاه‌های هسته‌ای است که از آن برای نگهداری سوخت‌های مصرف‌شده استفاده می‌شود. سوخت‌های مصرف‌شده پس از گذشت ۷ روز از خاموشی رآکتور، به استخر منتقل می‌شوند و در آنجا برای مدت ۸ سال نگهداری می‌شوند. استخر ذخیره سوخت دو وظیفه عمده دارد: ۱- خنک نگه‌داشتن سوخت‌های مصرف‌شده ۲- ارتفاع زیاد آب بالای سوخت‌ها به عنوان حفاظ^۲ عمل کرده و از ورود تابش‌های رادیواکتیو به محیط نیروگاه جلوگیری می‌کند. استخر ذخیره سوخت در ساختمان رآکتور^۳ و در کنار رآکتور واقع شده است تا انتقال سوخت از رآکتور به استخر به سادگی و سرعت بیشتری انجام پذیرد [۱]. ارتفاع آب بالای مجتمع‌های سوخت ۸،۴۵ متر در نظر گرفته شده است.

^۱ Spent Fuel Storage Pool

^۲ Shield

^۳ containment



۲- **تئوری:** برای محاسبه میزان مواد رادیواکتیو ناشی از سوخت‌های مصرف‌شده، نیازمند داشتن ترکیب سوخت موجود در استخر هستیم. برای این منظور *Burnup* سوخت رآکتور بوشهر برای مدت ۳ سیکل به وسیله ی کد *ORIGEN2* محاسبه گردید تا ترکیب خروجی سوخت مشخص شود. همچنین با کد *ORIGEN2* می‌توان ترکیب سوخت پس از هر مدت‌زمان دلخواهی پس از خاموشی رآکتور را محاسبه کرد. در جدول زیر ایزوتوپ‌های عمده خروجی از رآکتور که با استفاده از کد *ORIGEN2* محاسبه شد آورده شده است.

جدول ۱: ترکیب سوخت خروجی از رآکتور

ایزوتوپ	درصد وزنی	ایزوتوپ	درصد وزنی
U_{238}	۰.۸۲۸۷	Pu_{240}	۰.۰۰۲۰۱۲
U_{235}	۰.۰۰۶۹۵۹	Pu_{241}	۰.۰۰۱۳۶۰
Pu_{239}	۰.۰۰۶۰۷۴	O_{16}	۰.۱۱۰۸۲

برای انجام محاسبات از کد *MCNPX* استفاده شد. به این شکل که با استفاده از تالی‌های مختلف شار، جریان^۱ و دز را در نواحی مختلف اطراف استخر و نیروگاه محاسبه می‌شود. به دلیل اینکه نتایج حاصل از *MCNPX* بر هر ذره نرمالایز شده‌اند، لازم است که دز حاصل از *MCNPX* که بر حسب $D(Sv/particle)$ است را به واحدی مناسب مانند $D(mrem/h)$ تبدیل کرد. در معادله ۱ نحوه تبدیل آورده شده است [۲].

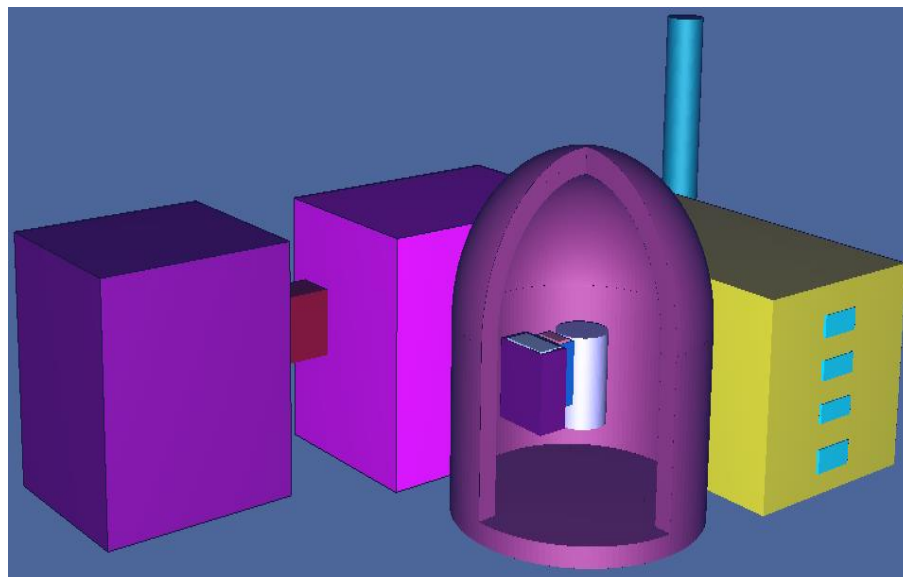
$$D \left(\frac{mrem}{h} \right) = D \left(\frac{Sv}{particle} \right) \times S_i \left(\frac{particle}{s} \right) \times 10^5 \left(\frac{mrem}{Sv} \right) \times 3600 \left(\frac{s}{h} \right) \quad (1)$$

در این معادله S_i نرخ کلی تابش ذره ناشی از چشمه i است.

۳- **مدل‌سازی و روش کار:** پس از شبیه‌سازی استخر درون ساختمان رآکتور، میزان دز ناشی از سوخت‌های مصرف‌شده‌ی موجود در استخر که در معرض هوا قرار گرفته‌اند تا فاصله‌ی یک کیلومتری استخر و نیروگاه محاسبه گردید. این مطالعه برای حالت وجود و عدم وجود ساختمان رآکتور انجام پذیرفت. در شکل ۲ استخر مدل‌شده در ساختمان رآکتور نشان داده شده است. تمامی مشخصات از *FSAR* نیروگاه بوشهر گرفته شده است.

^۱ current

برای انجام محاسبات نیاز به شدت حجمی ذرات در هر مجتمع سوخت داریم که این مقادیر از *FSAR* نیروگاه بوشهر استخراج شده است. به دلیل آماری بودن روش مونت کارلو که *MCNP* از آن بهره می‌جوید، هرچه تعداد



شکل ۱: مدل ۳ بعدی استخر و نیروگاه مدل شده با *vised*

نمونه‌گیری بیشتر باشد دقت محاسبات بالاتر است [۶]. پس باید با در نظر گرفتن زمان و هزینه *nps* معقولی انتخاب کرد که در این مطالعه مقدار ۱۰۰ میلیون انتخاب گردید.

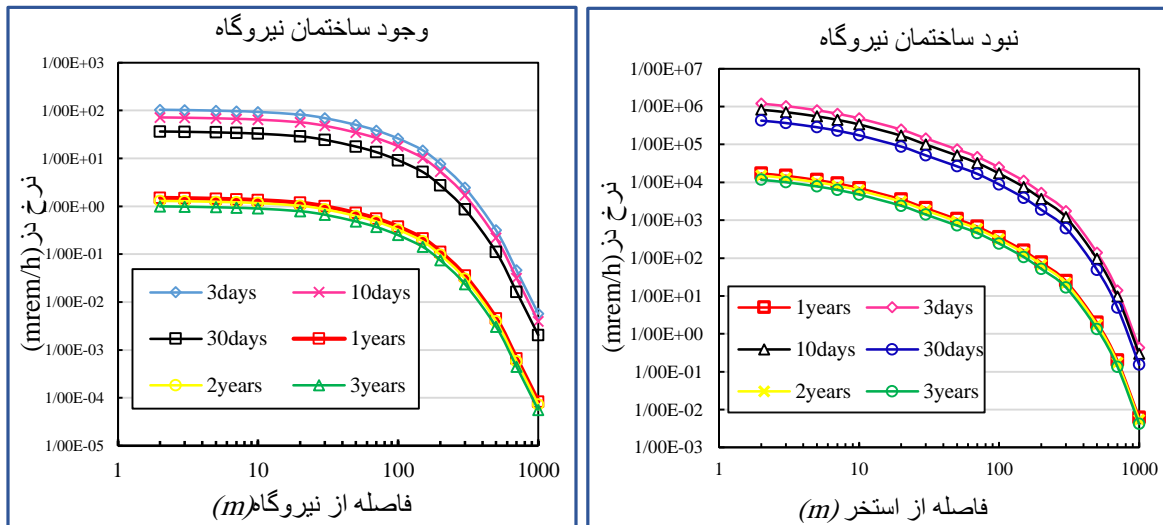
۴- نتایج: همان‌گونه که گفته شد محاسبات برای هر دو ذره گاما و نوترون و هر کدام برای حالت حضور و عدم حضور ساختمان نیروگاه انجام گرفت. در قسمت مربوط به محاسبات نوترون، دز ناشی از گاماهاى ثانویه نیز محاسبه گردید که در این قسمت نتایج این محاسبات آورده شده است.

الف) تابش گاماهاى اولیه

میزان دز ذرات گامای اولیه^۲ تا فاصله‌ی ۱۰۰۰ متری از استخر در حالت حضور و عدم حضور ساختمان نیروگاه محاسبه گردید. که در شکل ۳ نشان داده شده است. همان‌طور که دیده می‌شود وجود ساختمان نیروگاه موجب کاهش قابل توجه دز می‌شود.

^۱ Volumetric intensity

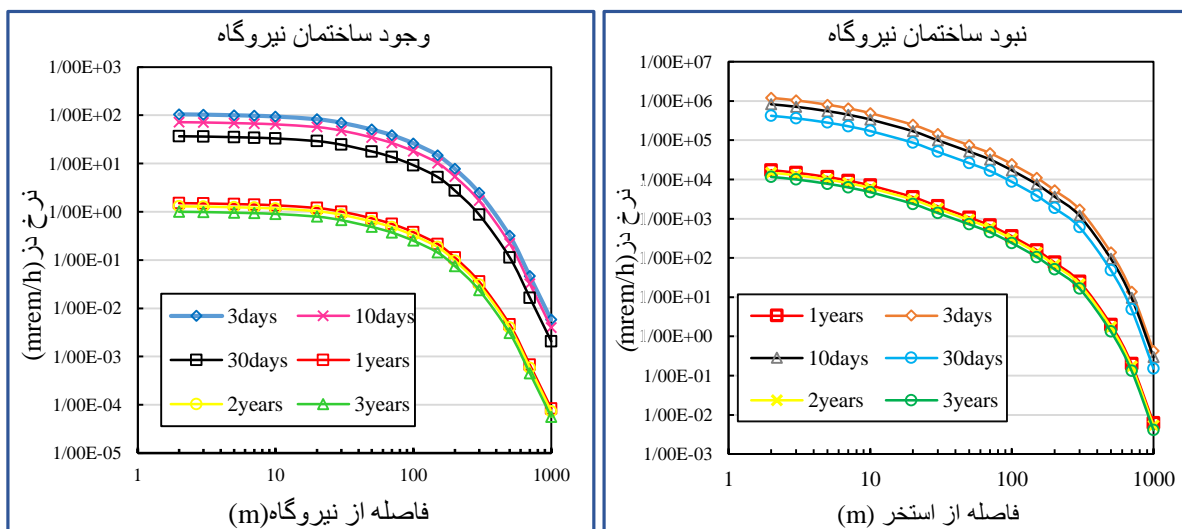
^۲ Primary Gamma



شکل ۲: دز گامای اولیه تا فاصله ۱۰۰۰ متری در حالت نبود ساختمان نیروگاه (سمت راست) و وجود ساختمان نیروگاه (سمت چپ)

(ب) تابش نوترون

میزان دز نوترون حاصل از سوخت‌های مصرف‌شده درون استخر تا فاصله‌ی ۱۰۰۰ متری از استخر در حالت حضور و عدم حضور ساختمان نیروگاه محاسبه گردید که در شکل ۴ نشان داده شده است.

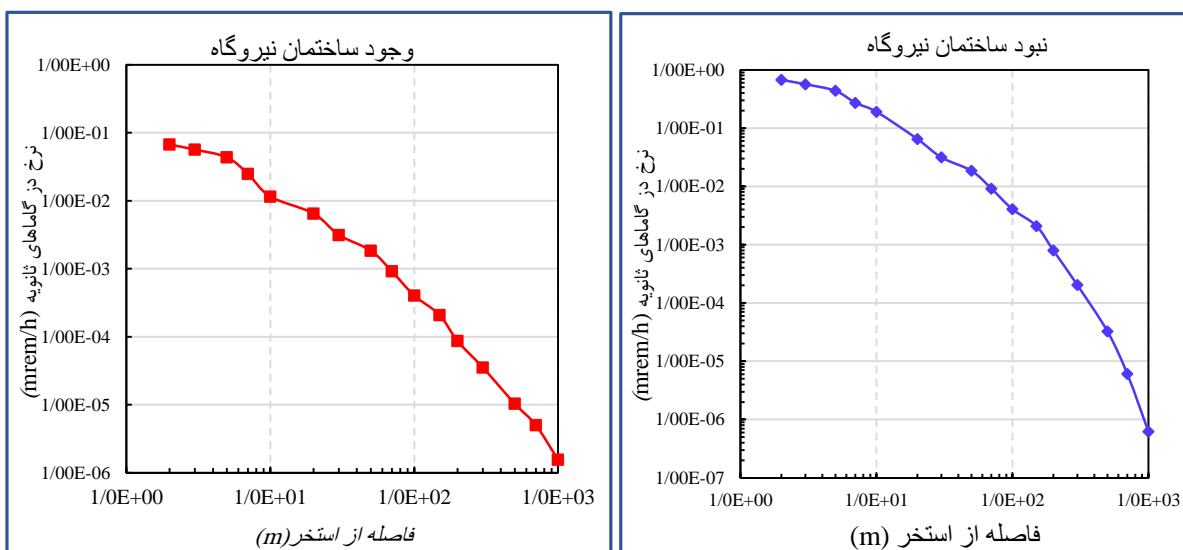


شکل ۳: دز نوترون تا فاصله ۱۰۰۰ متری در حالت نبود ساختمان نیروگاه (سمت راست) و وجود ساختمان نیروگاه (سمت چپ)



ج) تابش گاماهاى ثانویه

نرخ دز گاماهاى ثانویه حاصل از برخورد های نوترون، تا فاصله ی ۱۰۰۰ متری از استخر در حالت حضور و عدم حضور ساختمان نیروگاه به شکل زیر محاسبه گردید.



شکل ۴: دز گاماهاى ثانویه تا فاصله ۱۰۰۰ متری در حالت نبود ساختمان نیروگاه (سمت راست) و وجود ساختمان نیروگاه (سمت چپ)

۵- بحث در نتایج

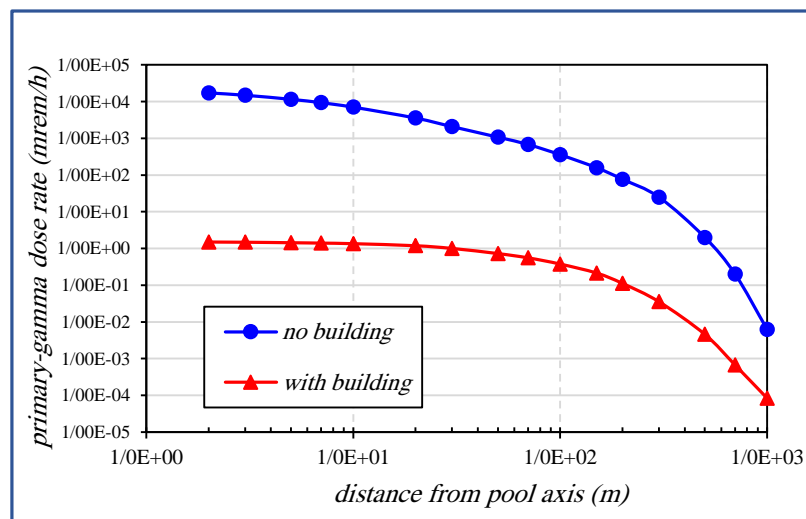
در این مطالعه میزان تابش های گاما و نوترون هایی که از استخر ذخیره سازی سوخت نشأت گرفته اند در فواصل مختلف از استخر و نیروگاه محاسبه شدند. در جدول زیر مقدار دز مجاز سالانه برای کارکنان و افراد عادی آورده شده است [۲]:

جدول ۲: مقدار دز مجاز کلی و جزئی برای کارکنان و افراد عادی [۲]

دسته بندی	کارکنان	افراد عادی
دز کلی بر سال برای کل بدن و سر برای کارکنان (rem)	۵	۰.۵
دز کلی بر سال برای کل بدن و سر برای افراد عادی (rem)	۵۰	۵



با مقایسه این مقادیر با نتایج بدست آمده به این نتیجه خواهیم رسید که در صورت بروز حادثه میزان تابش رادیواکتیو از استخر ذخیره سوخت بیشتر از حد مجاز بوده و بسیار خطرناک می باشد. نکته قابل توجه اینکه حتی تا فاصله‌ی یک کیلومتری مقدار دز بیشتر از مقدار مجاز خواهد بود. همچنین مشاهده گردید که وجود ساختمان‌های نیروگاه مثل ساختمان راکتور و ساختمان توربین تأثیر بسیاری بر مقدار دز دارد و مقدار تابش را به طور چشم‌گیری کاهش می‌دهد. در زیر مقدار دز پرتوهای گامای اولیه برای دو حالت وجود و عدم وجود ساختمان راکتور مقایسه شده است:



شکل ۵: مقایسه دز گاماهای اولیه برای حالت وجود و عدم وجود ساختمان راکتور

۶- مراجع

- [۱] Bushehr nuclear power plant FSAR
- [۲] Herman Cember, Thomas E. Johnson, "Introduction to Health Physics", Fourth Edition, the McGraw-Hill companies, ۲۰۰۹
- [۳] Jeffrey M. Ryckman, "Using MCNPX to Calculation Primary And Secondary Dose in Proton", M. Sc. Thesis, Georgia Institute Technology, ۲۰۱۱
- [۴] J.K. Shultis, "Radiation Annalysis Of A Spent Fuel Storage Cask", Kansas State University, ۲۰۰۰
- [۵] K.Hadad, N.Ayobian. "Fuel Burnup and Fuel Pool Shielding Analysis for Bushehr Nuclear Reactor VVER-۱۰۰۰", International Journal of Modern Physics E, ۲۰۰۶, Vol. ۱۵, p ۹۲۵-۳۸
- [۶] "MCNPX User's Manual" Version ۲,۳,۰, April ۲۰۰۲, MCNPX User's Manual I LA-UR-۰۲-۲۶۰۷