

ارزیابی ایمنی انتقال سوخت مصرف شده نیروگاه اتمی بوشهر با روش احتمالاتی

عبداللهی، فاطمه^(۱) - صمدفام، محمد*^(۱) - غفرانی، محمد باقر^(۱) - بابایی، فردین^(۲)

۱- دانشگاه صنعتی شریف دانشکده مهندسی انرژی، صندوق پستی: ۸۶۳۹-۱۳۶۵، تهران- ایران

۲- شرکت بهره برداری نیروگاه اتمی بوشهر

چکیده

هدف از این پژوهش محاسبه احتمال نشت مواد پرتوزا در عملیات انتقال سوخت مصرف شده نیروگاه اتمی بوشهر به خارج از ساختمان راکتور و تعیین سهم هر یک از رویدادهای آغازگر در این حادثه می‌باشد. برای این منظور از روش محاسبات احتمالاتی ایمنی (PSA) که با نرم افزار SAPHIRE انجام شده، استفاده شده است. نتایج نشان می‌دهد احتمال نشت مواد پرتوزا برای عملیات بارگذاری و انتقال سوخت مصرف شده نیروگاه بوشهر، برای نشت خیلی کم 2.03×10^{-6} و برای نشت کم 7.26×10^{-5} می‌باشد.

کلید واژه: ارزیابی ایمنی، PSA، نشت مواد پرتوزا، درخت رویداد، درخت خرابی، انتقال سوخت مصرف شده

مقدمه:

در عملیات سالانه تعویض سوخت در نیروگاه اتمی بوشهر، دست کم ۴۹ آرایه سوخت مصرف شده (از مجموع ۱۶۳ آرایه سوخت) با آرایه‌های سوخت تازه جایگزین می‌شوند. آرایه‌های سوخت مصرف شده به استخری که در داخل ساختمان راکتور به منظور نگهداری موقت سوخت مصرف شده ساخته شده است (موسوم به استخر نگهداری سوخت مصرف شده)، منتقل شده و دست کم به مدت ۳ تا ۵ سال در زیر آب نگهداری می‌شوند. سطح پرتوزائی سوخت مصرف شده پس از طی این دوره (موسوم به دوره سردسازی) تا حدی کاهش می‌یابد که امکان انتقال سوخت مصرف شده به خارج از ساختمان راکتور به صورت خشک فراهم می‌شود.

استخر نگهداری سوخت مصرف شده نیروگاه اتمی بوشهر دارای ده قسمت برای نگهداری سوخت مصرف شده می‌باشد که در کل توانایی نگهداری ۶۴۰ آرایه سوخت را داراست. باید توجه داشت که بخشی از ظرفیت استخر نگهداری سوخت مصرف شده (حداقل معادل ظرفیت کامل قلب راکتور؛ ۱۶۳ آرایه سوخت) برای تخلیه آرایه‌های سوخت قلب راکتور در موارد اضطراری، بایستی همواره خالی گذاشته شود. با توجه به برآوردهای انجام شده، ظرفیت استخر سوخت تنها برای شش دوره دیگر تعویض سوخت کافی خواهد بود. از این رو ضروری است قبل از پر شدن استخر نگهداری سوخت مصرف شده، بخشی از آرایه‌های سوخت مصرف شده که دوره سرد سازی آنها تمام شده است از استخر نگهداری سوخت مصرف شده به خارج ساختمان راکتور منتقل شوند. در غیر این صورت، عملیات

نیروگاه به ناچار متوقف خواهد شد. باید توجه داشت انتقال سوخت مصرف شده به خارج از ساختمان راکتور، صرف نظر از مقصد نهایی سوخت مصرف شده (ارسال به کشور خارجی، انتقال به تاسیسات بازفرآوری و یا نگهداری و دفن در داخل کشور)، فرآیندی اجتناب ناپذیر است. بر این اساس انجام ارزیابی احتمالاتی ایمنی برای حمل آرایه‌های سوخت مصرف شده ضروری می‌باشد.

اگرچه مطالعات زیادی در زمینه محاسبه خطر (ریسک) مربوط به راکتورهای هسته‌ای انجام شده است، در زمینه نگهداری سوخت مصرف شده به طور کلی و بخصوص انتقال سوخت مصرف شده هیچگونه مطالعات ایمنی در داخل کشور انجام نشده است. در این پژوهش، ارزیابی احتمالاتی ایمنی برای مجموعه فعالیت‌های لازم برای انتقال آرایه‌های سوخت مصرف شده از داخل استخر نگهداری سوخت مصرف شده تا قرار گرفتن آن بر روی وسیله نقلیه (در بیرون ساختمان راکتور) مورد بررسی قرار گرفته است.

برای انتقال آرایه‌های سوخت مصرف شده از تجهیز مخصوصی که کاسک انتقال^۱ نامیده می‌شود استفاده می‌شود. فرآیندهای انتقال بطور خلاصه شامل مراحل زیر است:

۱- حمل کاسک انتقال خالی به داخل ساختمان راکتور و قرار دادن آن در داخل حوضچه کاسک (کنار استخر نگهداری سوخت مصرف شده). ۲- قرار دادن آرایه‌های سوخت مصرف شده در داخل کاسک انتقال به کمک ماشین سوخت (مرحله بارگذاری کاسک). در هنگام بارگذاری کاسک، دریچه بین استخر سوخت و حوضچه کاسک برداشته می‌شود و اجازه حرکت بازوی ماشین سوخت در حوضچه کاسک داده می‌شود. در حین بارگذاری، کاسک بر روی یک ضربه گیر قرار دارد. هر یک از آرایه‌های سوخت تا ارتفاع حدود ۵ متر بالا آورده می‌شوند و در کاسک قرار داده می‌شوند. طول کابل بازوی ماشین سوخت ۲۱/۶۷ متر می‌باشد. ۳- بعد از اتمام بارگذاری، در پوش کاسک بر روی کاسک نصب شده و کاسک به کمک جرثقیل قطبی تا ارتفاع ۱۴/۵ متری بالا آورده شده و بر روی کف ساختمان استخر سوخت آورده می‌شود. ۴- بعد از آماده سازی کاسک (آب کشی، خشک کردن و تزریق گاز بی اثر به داخل محفظه کاسک برای کاهش میزان خوردگی و افزایش انتقال حرارت در آن)، با استفاده از جرثقیل قطبی، کاسک تا ارتفاع ۲۱/۵ متری بالا آورده شده و به صورت افقی بر روی یک ارابه قرار می‌گیرد که کاسک را تا بالکن محفظه ساختمان راکتور در این ارتفاع حمل می‌کند. ۵- بعد از رسیدن به بالکن ساختمان راکتور، کاسک با استفاده از جرثقیلی که در ارتفاع ۳۳ متری زمین در بالکن ساختمان قرار دارد، به صورت افقی تا سطح زمین پایین آورده شده و بر روی وسیله نقلیه قرار می‌گیرد. در این مرحله از عملیات ضربه گیری به روی کاسک نصب می‌شود که در حضور آن، عواقب سقوط کاسک از ارتفاع ۳۳ متری، معادل و یا کمتر از سقوط کاسک از ارتفاع ۹ متری بدون ضربه گیر خواهد بود [۲].

1 -cask

روش ارزیابی احتمالاتی ایمنی (PSA):

ارزیابی احتمالاتی ایمنی برای عملیات انتقال سوخت مصرف شده در ۶ گام انجام می‌شود که در ادامه توضیح داده شده‌اند.

۱- تحلیل رویدادهای آغازگر: در این مرحله فهرستی از رویدادهای آغازگر که دارای پتانسیل نشت مواد هستند از طرق مختلف مانند ارزیابی مهندسی، مراجعه به لیست‌های قبلی، تحلیل مقایسه‌ای و تجربیات بهره‌بردارانی شناسایی شده و مورد بررسی قرار می‌گیرند.

۲- تحلیل روند گسترش حوادث: در این مرحله پاسخ سیستم‌های ایمنی برای جلوگیری از نشت مواد پرتوزا به محیط، به علت وقوع رویدادهای آغازگر و ادامه یافتن آنها با سلسله‌ای از حوادث، تعیین می‌شود. روش اصلی برای تحلیل روند گسترش حوادث، درخت رویداد می‌باشد.

۳- تحلیل سیستم‌ها: به منظور تعیین احتمال خرابی سیستم‌های ایمنی که از پیشروی حادثه جلوگیری می‌کنند، از روش‌های مختلفی مانند درخت عیب، دیاگرام فضای حالت و بلوک دیاگرام قابلیت اطمینان استفاده می‌شود که از میان روش‌های نام برده شده، درخت عیب روش اصلی می‌باشد.

۴- تحلیل قابلیت اطمینان انسانی: در این تحلیل خطاها و خرابی‌های که دارای منشا انسانی هستند به مدل درخت خرابی سیستم‌های ایمنی و یا درخت رویداد مربوط به رویدادهای آغازگر افزوده خواهند شد.

۵- جمع‌آوری داده‌های مورد نیاز برای تحلیل PSA: این داده‌ها شامل داده‌های رویدادهای آغازگر، داده‌های خرابی قطعات، تست، تعمیر، نگهداری و خرابی با عامل مشترک و داده‌های خطای انسانی هستند. منابع تامین این داده‌ها معمولاً تجربیات بهره‌بردارانی مختص واحد مربوطه یا مجموعه‌ای از نیروگاه‌ها هستند. البته در بعضی موارد، این داده‌ها با تخمین‌های کارشناسان اصلاح می‌شوند.

۶- تحلیل‌های کمی و کیفی: مرحله بعدی کمی کردن برای تعیین احتمال نشت مواد پرتوزا و مشخص کردن سهم هر توالی رویداد در آن می‌باشد. علاوه بر محاسبات کمی، نرم افزار SAPHIRE دارای قابلیت انجام تحلیل‌های کیفی مانند تحلیل اهمیت، حساسیت و عدم قطعیت نیز می‌باشد.

سیستم‌ها و حصارهای ایمنی در عملیات بارگذاری کاسک حمل با آرایه‌های سوخت مصرف شده که از نشت مواد پرتوزا جلوگیری می‌کنند عبارتند از سلول کاسک، غلاف میله‌های سوخت و سیستم تهویه محفظه ایمنی راکتور. البته در بعضی از مراحل، برای کاهش صدمات مکانیکی، از ضربه گیرهایی نیز استفاده می‌شود. بسته به شرایط و محیط

وقوع هر یک از رویدادهای آغازگر، همه یا تعدادی از سیستم‌های ایمنی در محاسبات در نظر گرفته می‌شوند. بر این اساس درخت رویداد هر یک از رویدادهای آغازگر به دست آمده است. در ادامه، با استفاده از احتمال خرابی سیستم‌های ایمنی و فرکانس وقوع رویدادهای آغازگر، احتمال نشت مواد پرتوزا محاسبه شده‌اند.

نتایج کمی:

به دلیل در دسترس نبودن داده‌های قابلیت اطمینان مکانیکی و حرارتی کاسک حمل و غلاف میله‌های سوخت، احتمال خرابی آنها در اثر وارد آمدن هرگونه فشار مکانیکی و حرارتی ۱ در نظر گرفته شده است. احتمال خرابی سیستم تهویه ساختمان راکتور با استفاده از تحلیل درخت خرابی $1,611E-005$ محاسبه شده است.

در جدول ۱، فهرست رویدادهای آغازگر به همراه سیستم‌ها و حصارهای ایمنی که با توجه به شرایط هر یک از رویدادهای آغازگر، در فاز بارگذاری کاسک حمل با آرایه‌های سوخت مصرف شده برای نیروگاه بوشهر به کار گرفته می‌شوند، مشاهده می‌شود. در این جدول همچنین بر اساس داده‌های عددی موجود در مدارک FSAR نیروگاه بوشهر و گزارش EPRI^۲ احتمال نشت مواد پرتوزا ناشی از هر یک از رویدادهای آغازگر و احتمال نشت کل نیز با استفاده از نرم افزار SAPHIRE محاسبه و گزارش شده‌اند.

جدول ۱- فهرست رویدادهای آغازگر در فاز بارگذاری به همراه سیستم‌های ایمنی مربوط به هر یک از رویدادها

شماره	رویداد آغازگر	سیستم‌های مقابله کننده با حادثه	احتمال نشت کم	احتمال نشت خیلی کم
۱	سقوط کاسک	کاسک	4.51E0-12	6.4E-007
		غلاف		
		سیستم تهویه		
۲	سقوط کاسک به پهلو	کاسک	4.51E0-12	6.4E-007
		غلاف		
		سیستم تهویه		
۳	سقوط از بیشترین ارتفاع	کاسک	4.51E0-12	6.4E-007
		غلاف		
		سیستم تهویه		
۴	آسیب به ساختمان استخر سوخت	کاسک	7.36E-010	7.36E-010
		غلاف		
۵	نقص در آب بندی کاسک	غلاف	6.8E - 005	-

-	9E - 008	غلاف	بارگذاری اشتباه آرایه‌های داغ و یا اشتباه در جایگذاری در داخل کاسک	۶
-	2.5E - 009	غلاف	خوردگی	۷
-	1.44E - 007	کاسک	بارگذاری آرایه‌های آسیب دیده و یا آسیب به آرایه‌های سوخت در هنگام بارگذاری	۸
1E-003	1.41E-008	غلاف	سقوط کاسک خالی در استخر سوخت	۹
1E-003	1.41E-008	غلاف	سقوط آرایه‌های سوخت در استخر	۱۰
2.03E-003	7.26E-005		احتمال نشت کل	۱۱

از آنجا که تا کنون از سوی موسساتی مانند NRC، استانداردی برای تعیین محدوده مجاز برای احتمال نشت مواد پرتوزا تعیین نشده است، برای اعتبار سنجی نتایج، از گزارش EPRI که در زمینه ارزیابی احتمالاتی ایمنی عملیات نگهداری خشک سوخت مصرف شده برای یک نیروگاه PWR در آمریکا منتشر شده، استفاده شده است.

به دلیل وجود تفاوت در تعدادی از رویدادهای آغازگر در گزارش EPRI و فهرست در نظر گرفته شده در این پژوهش، امکان مقایسه مستقیم نتایج وجود ندارد. به همین دلیل تمامی مراحل ارزیابی بر اساس فهرست رویدادهای آغازگر EPRI تکرار و با نتایج منتشر شده از سوی این موسسه مقایسه شده اند. نتایج این مقایسه در جدول ۲ مشاهده می‌شود.

جدول ۲- مقایسه نتایج EPRI با محاسبات احتمال نشت مواد بر اساس فهرست رویدادهای آغازگر موسسه EPRI

نتایج به دست آمده از نرم افزار SAPHIRE برای نیروگاه بوشهر	EPRI
احتمال نشت کم	6.810E-5
احتمال نشت خیلی کم	5.33E-006

با توجه به نتایج جدول فوق، احتمال نشت در هر دو مطالعه تقریباً مشابه هم می‌باشند. دلیل اختلاف بین نتایج گزارش شده در جدول ۲، پایین بودن قابلیت اطمینان طوق عمودی جرثقیل قطبی نیروگاه بوشهر و احتمال خرابی بالای آن می‌باشد.

تحلیل اهمیت:

پس از به دست آمدن نتایج عددی، برای تعیین مهم ترین عواملی که منجر به نشت مواد پرتوزا می‌شوند، از تحلیل اهمیت استفاده می‌شود. مهم ترین معیارها برای این تحلیل، معیار برنهام و معیار فاسل-وسلی هستند. رویدادهای پایه ای که با معیار فاسل-وسلی دارای بیشترین اهمیت هستند، دارای قابلیت اطمینان پایین هستند. رویدادهایی که با معیار برنهام دارای بیشترین اهمیت هستند، نیاز به تجهیزات کمکی و یا عضو مازاد آماده به کار برای عملکرد مطمئن تر دارند. [۸] نتایج حاصل از این تحلیل در جدول ۳ و ۴ مشاهده می‌شود.

جدول ۳- مهم ترین رویدادهای پایه برای حادثه نشت کم و نشت خیلی کم بر اساس معیار برنهام

نشت خیلی کم			نشت کم		
اهمیت از دید معیار برنهام	احتمال	رویداد پایه	اهمیت از دید معیار برنهام	احتمال	رویداد پایه
9.99E-001	1E-003	سقوط آرایه‌های سوخت در استخر	1	6.8 E00-5	نقص در آب بندی کاسک
9.99E-001	1E-003	سقوط کاسک خالی در استخر	9.999 E-001	4.5 E-006	بار گذاری آرایه‌های آسیب دیده و یا آسیب آرایه‌های سوخت در هنگام بارگذاری
9.98E-001	1E-005	سقوط کاسک	9.999 E-001	9E-008	بارگذاری اشتباه آرایه‌های داغ و یا اشتباه در جایگذاری در داخل کاسک

جدول ۴- مهم ترین رویدادهای پایه برای حادثه نشت کم و نشت خیلی کم بر اساس معیار فاسل-وسلی

نشت خیلی کم			نشت کم		
اهمیت از دید معیار فاسل-وسلی	احتمال	رویداد پایه	اهمیت از دید معیار فاسل-وسلی	احتمال	رویداد پایه
9.38E-001	1	آسیب دیدن غلاف	1	1	آسیب دیدن غلاف
9.364E-001	6.8E-005	سقوط آرایه‌های سوخت در استخر	3.331E-001	E-005	نقص در آب بندی کاسک
6.229E-002	1	سقوط کاسک خالی در استخر سوخت	3.331E-001	1E-005	آسیب دیدن کاسک

مهم بودن رویدادهای آسیب دیدن غلاف و آسیب دیدن کاسک، ممکن است به علت در نظر گرفتن فرض بد بینانه احتمال خرابی ۱ برای آنها باشد. اگرچه این فرض در مورد غلاف بعید به نظر نمی‌رسد، ولی در مورد کاسک انتقال نیاز به بررسی‌های بیشتر داریم. اگرچه در صورت اثبات فرض ضعیف بودن کاسک، با تغییر طراحی و یا استفاده از ضربه گیرهای مناسب، می‌توان قابلیت اطمینان آن را افزایش داد.

در مورد رویداد نقص در آب بندی کاسک، لازم است علاوه بر استفاده از تجهیزات مناسب و به روز برای آب بندی کردن به منظور کاهش احتمال این رویداد، از نیروی انسانی بیشتر برای کنترل کیفیت عملیات استفاده شود. همچنین می‌توان دوره‌های بازبینی و تعمیرات را نیز با در نظر گرفتن مسایل اقتصادی افزایش داد. افزایش نیروی انسانی برای کنترل عملیات جابجایی سوخت و افزایش دوره‌های تعمیر و بازبینی، می‌تواند به کاهش احتمال رویداد پایه سقوط آرایه‌های سوخت در استخر کمک کند.

منابع:

- [1] K. Canavan, "Probabilistic Risk Assessment (PRA) of Bolted Storage Casks", EPRI, December 2004.
- [2] Final Safety Analysis Report, Chapter 9,15 FSAR, Editor Atomenergoproekt, Moscow.
- [3] Malliakos A., "A Pilot Probabilistic Risk Assessment of a Dry Cask Storage System at a Nuclear Power Plant", NUREG-1864, 2007.
- [4] "Industry Spent Fuel Storage Handbook, Final Report", July 2010, EPRI
- [5]. Lambert J. D., Bakhtiari S., Bodnar I., Kot C., Pence J., "Long- Term Dry Cask Storage of Spent Nuclear Fuel". Argonne National Laboratory, 2012.
- [6]. Roland V., Chiguer M., Guénon Y., " Storage of Spent Fuel from Power Reactors". IAEA-CSP-20, (2003).
- [7]. Lloyd R.L., "Potential Risk and Consequences of Heavy Load Drops in Nuclear Power Plants", U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC 20555-001.

[۸] سعید کردعلیوند، "تحلیل حادثه‌ی باز شدن ناخواسته شیر ایمنی فشارنده در نیروگاه هسته‌ای بوشهر به روش ارزیابی ایمنی احتمالاتی (PSA) و با استفاده از نرم‌افزار SAPHIRE"، پایان نامه کارشناسی ارشد، دانشگاه صنعتی شریف،

[۹] بهروز ابراهیمی، "ارزیابی ایمنی و مخاطرات فرآیند تولید UF6 به روش PSA"، پایان‌نامه کارشناسی ارشد، دانشگاه صنعتی

شریف، ۱۳۹۰