تحلیل عدم قطعیت برای ارزیابی قابلیت‌اطمینانِ سیستم آب تغذیه اضطراری نیروگاه هسته‌ای بوشهر

یوسفی،محسن[۱]- کریمی،کاوه*[۲]- جهانفرنیا،غلامرضا[۱]- سپانلو،کامران[۳]

۱. دانشگاه آزاد اسلامی، واحد علوم و تحقیقات، گروه مهندسی هسته‌ای، تهران، ایران

۲. باشگاه پژوهشگران جوان و نخبگان، واحد تهران شرق، دانشگاه آزاد اسلامی، تهران، ایران

۳. پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، تهران، ایران

چکیده:

سیستم آب تغذیه اضطراری به عنوان یکی از سیستم‌های ایمنی اصلی نیروگاه بوشهر اهمیت فراوانی در کنترل حوادث دارد. از این‌رو برآورد قابلیت‌اطمینان این سیستم و ارتقای آن امری مهم و ضروری است. در این مقاله از روش تحلیل درخت‌خطای استاتیکی و با استفاده از نرم‌افزار SAPHIRE، قابلیت‌اطمینان این سیستم تحلیل شده است. مدل‌های مختلف قابلیت‌اطمینان برای خرابی تجهیزات، خطای انسانی و خرابی‌های با عامل مشترک را در نظر گرفتیم و نتایج کیفی و کمی این تحلیل را به دست آوردیم. درنهایت نیز تحلیل اهمیت و عدم‌قطعیت را برای این سیستم نیروگاه انجام دادیم. احتمال دردسترس‌نبودن این سیستم در تحلیل نقطه‌ای 1.018E-03 به‌دست آمد و همچنین در تحلیل عدم‌قطعیت مشخص شد دردسترس‌نبودن این سیستم با احتمال ۹۵٪ کمتر از 5.10E-03 است و تنها ۵٪ احتمال دارد که این مقدار بیشتر از 1.60E-03 باشد.

کلمات کلیدی: *عدم‌قطعیت، قابلیت‌اطمینان، اهمیت، درخت‌خطا، سیستم آب‌تغذیه اضطراری، مجموعه برشی کمینه*

Uncertainty Analysis for the Reliability Assessment of Emergency FeedWater System Of Bushehr NPP

Mohsen Yousefi[(1)], Kaveh Karimi[(2)], Gholamreza Jahanfarnia[(1)], Kamran Sepanloo[(3)]
1.Islamic Azad University, Science and Research Branch, Nuclear Engineering Group, Tehran Iran
2.Young Researchers Club, East Tehran Branch, Islamic Azad University, Tehran, Iran
3.Institute of Nuclear Science and Technology, Tehran, Iran

Abstract:
Emergency FeedWater System as one of the main safety systems of Bushehr NPP is very important in controlling accidents. Therefore, it is important to estimate the reliability of this system and its upgrade. In this paper, the reliability of this system is analyzed using static Fault Tree Analysis method using SAPHIRE software. We considered various reliability models for Component failure, human error and common cause failures, and we obtained the qualitative and quantitative results of this analysis. Finally, we analyzed the importance and uncertainty analysis for this power plant system. The Unavailability probability of this system in the point analysis obtained 1.018E-03 and also in the Uncertainty analysis revealed that the system Unavailability is unlikely to be 95% less than 5.10E-03 and only 5% is likely to be greater than 1.60E-03.
Key Words: Uncertainty, Reliability, Importance, Fault Tree, Emergency FeedWater System, Minimal Cut Set

* آدرس ایمیل نویسنده عهده‌دار مکاتبات: kkarimi@gmail.com

مقدمه:

مسئله اصلی در مورد یک نیروگاه هسته‌ای، ایمنی آن در صورت بروز حادثه، به منظور خاموش کردن راکتور و جلوگیری از ذوب قلب و درنتیجه خروج مواد رادیواکتیو از محفظه آن است. سیستم های ایمنی راکتور این وظیفه را به عهده دارند، اما قابل‌اعتماد بودن این سیستم‌ها بحث اصلی در رسیدن به این مهم است. خنک کردن راکتور و تأمین آب مورد نیاز راکتور در صورت از دست رفتن خنک کننده، مهمترین شاخص برای یک راکتور هسته‌ای است. به همین دلیل سیستم تغذیه آب اضطراری نقشی مهم در صورت بروز حادثه دارد. همچنین یکی از دلایل اصلی حادثه Three Mile Island نیز مشکل در این سیستم محسوب بوده است [1]. سیستم آب تغذیه اضطراری، یکی از تجهیزات ایمنی مهندسی، به عنوان پایین آورنده دما با برداشت حرارت واپاشی از قلب راکتور در طول سناریوهای حادثه است [2]. در مطالعات جدید از سیستم آب‌تغذیه اضطراری Passive که یکی از ویژگی‌های پیشرفته ایمنی است در راکتورهای APR+ به‌کار گرفته شده است [3] که با استفاده از مکانیزم گردش طبیعی، مولد بخار را خنک و حرارت واپاشی قلب راکتور را از بین می‌برد [4]. همچنین شپین [5] بررسی این سیستم را با استفاده از روش درخت‌خطای دینامیکی انجام داده است.

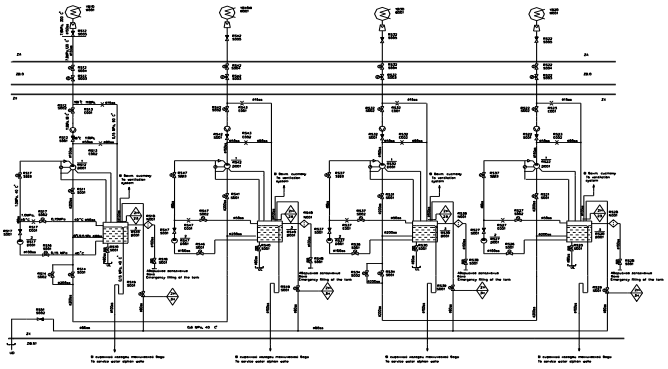
درخت‌خطا یک زبان مدلسازی ساخت‌یافته برجسته برای سیستم‌های قابل‌اعتماد است [6]. تحلیل درخت‌خطا یک روش مفید با استفاده گسترده برای ارزیابی قابلیت‌اطمینان و ایمنی سیستم است [7,8]. به گفته [9]، یکی از مهمترین اهداف قابلیت‌اطمینان "پیش بینی قابلیت‌اطمینان سیستم برای مدت مأموریت مشخص" است. تکنیک‌های بسیاری که برای رسیدن به این هدف مورد استفاده قرار گیرند، دردسترس‌اند. به‌منظور پیش بینی قابلیت‌اطمینان سیستم، باید مدل قابلیت‌اطمینان مناسب، انتخاب گردد. درخت‌خطا یکی از توسعه‌یافته‌ترین تکنیک‌های غالب در مطالعات قابلیت‌اطمینان است. همچنین چیاکچیو معتقد است که امروزه، روش درخت‌خطا پر استفاده‌ترین تکنیک کمی برای ارزیابی سناریوهای حادثه در صنعت است [10]. این روش یک فرآیند استنتاجی است که به‌وسیله آن یک رخداد نامطلوب که رخداد رأس نامیده می‌شود، درنظر گرفته می‌شود و راه‌های ممکن برای اتفاق افتادن این رخداد به‌صورت سیستمی استنتاج می‌شوند. فرایند استنتاج به گونه‌ای انجام می شود که درخت‌خطا دربرگیرنده تمام خرابی‌های تجهیزات (یعنی حالت‌های خرابی) که سهمی در وقوع رخداد رأس دارند باشد. می‌توان تک‌تک حالت‌های خرابی هر قطعه و نیز خطای انسانی و نرم‌افزاری (و تداخل بین این دو) درطول مدت زمان عملکرد سیستم را وارد مسئله کرد. خود درخت‌خطا یک بیان گرافیکی از ترکیب‌های مختلفی از خرابی است که می‌تواند منجر به وقوع رویداد رأس گردند [11].

روش کار:

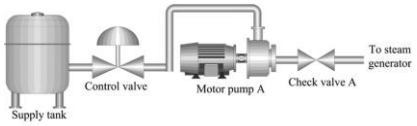
مطالعه موردی: سیستم آب تغذیه اضطراری به عنوان یک سیستم ایمنی در شرایط خاصی روی کار و پس از انجام وظیفه به شرایط عادی باز می گردد. این سیستم مسئولیت برداشت حرارت مولد بخار را در شرایطی که

سیستم آب تغذیه اصلی به هر دلیلی از کار بیفتد یا از دسترس خارج باشد (در خاموشی‌های اضطراری) برعهده دارد [12]، به همین دلیل و حساسیت زیاد دردسترس‌بودن این سیستم، قابلیت‌اطمینان این سیستم از اهمیت بسیار بالایی در جلوگیری از بروز حادثه برخوردار است.

با توجه به ساختار سیستم‌های حفاظتی و ایمنی هر سیستم دارای چهار کانال مستقل (شکل۱) و از لحاظ فیزیکی بطور کاملا جداگانه می‌باشد. هر کانال (شکل۲) دارای عملکرد کامل ایمنی (٪۱۰۰*۴) می‌باشد. وجود چهار کانال ایمنی بدلیل خطای عملکرد دو سیستم می‌باشد (که به عنوان مثال بروز حادثه ابتدایی اولیه در یک کانال باعث از کار افتادن یک سیستم و همچنین وجود نقص در یکی از تجهیزات Active و یا Passive و یا خطای انسانی در سیستم دیگر باعث از رده خارج شدن دو سیستم ایمنی می‌شود). کانال سوم هم ممکن است بدلیل تعمیرات از حالت آماده خارج باشد. و با توجه به مشخصات طراحی پذیرفته شده برای تجهیزات یک کانال کاری از سیستم برای انجام کامل و تمام عیار در تمام شرایط کاری کفایت می‌کند [13].



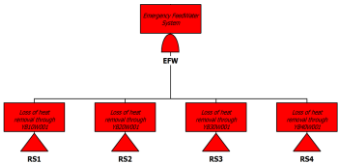
شکل۱: چهار کانال سیستم آب‌تغذیه اضطراری [12]



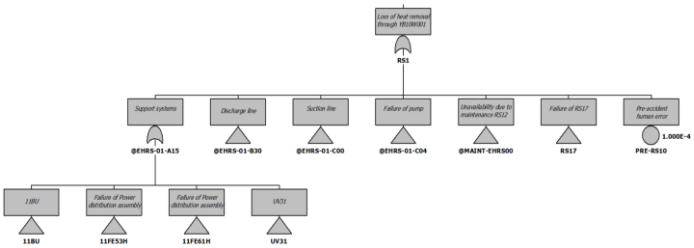
شکل۲: شکل ساده‌شده سیستم آب‌تغذیه اضطراری [14]

درخت‌خطا: برای تحلیل قابلیت‌اطمینان سیستم از روش درخت‌خطای استاتیک استفاده می‌کنیم. درخت‌خطای استاندارد مدل‌های ترکیبی هستند و با استفاده از دریچه‌های استاتیک (AND، OR، دریچه‌های K/N) و رویدادهای پایه ساخته می‌شوند [15]. نرم‌افزارهای کامپیوتری مختلفی بدین منظور طراحی شده‌اند که ما در این تحلیل از نسخه 7.27 نرم‌افزار SAPHIRE که توسط آزمیشگاه ملی Sndia آمریکا برای US NRC طراحی شده است استفاده کرده‌ایم.

ابتدا برای شروع، به رسم درخت‌های خطا می پردازیم. برای رسم درخت‌خطا می‌توان از دو روش گرافیکی و منطقی استفاده کرد. به دلیل سهولت و سرعت کار از روش منطقی برای این تحلیل استفاده می‌کنیم. درخت‌خطای سیستم‌های پیچیده معمولاً بزرگ است، به همین دلیل ما برای ادامه رسم زیرشاخه‌ها از ترنسفرها به عنوان درخت‌خطای جدید استفاده می‌کنیم. درواقع ترنسفرها باعث اتصال درخت‌های خطا به



شکل ۳: بالاترین سطح درخت خطای سیستم



شکل ۴: درخت خطای برداشت حرارت از طریق YB10W001 (کانال یک RS1)

یکدیگر می‌شود گویی که تمام زیرشاخه‌ها به درخت‌خطایی که رویداد رأس سیستم در آن واقع شده است متصل‌اند [16].

داده‌های احتمال خرابی تجهیزات از داده‌های عمومی استفاده شده است [17]. ما از این داده‌ها که در ضمیمه گزارش PSA نیروگاه بوشهر دراختیار ما قرار داشت استفاده کردیم [12]. همچنین در وارد کردن داده‌های تجهیزات و احتمالات خرابی، از مدل‌های قابلیت‌اطمینان مختلف باتوجه به شرایط کاری تجهیزات مختلف استفاده و پارامترهای لازم را وارد کردیم [18]. برخی از تجهیزات افزونه به دلیل وجود وابستگی باهم در ارتباطند، CCFها خرابی‌های با عامل مشترک‌اند که به دلیل اهمیتشان باید تعریف شوند. پس از تعریف گروه‌های CCF، خرابی مستقل و وابسته تجهیزات تعریف می‌شوند. ما در تحلیل CCF، به دلیل جامعیت و در نظرگرفتن شرایط دقیق‌تر، از روش آلفا [19] استفاده کردیم.

به منظور کاهش ریسک سیستم، گام اول شناختن هر تجهیز و تعیین نقش آن در ریسک کلی سیستم مورد نظر است که با رتبه‌بندی تجهیزات از نظر پتانسیل ایجاد خطر می‌توان مطالعات و عملیات اصلاحی مناسب را برای کاهش ریسک به ترتیب از تجهیزاتی که نقش بیشتری در میزان ریسک دارند آغاز کرد. برای این منظور از معیارهای اهمیت مختلف استفاده می‌شود. ما از معیار Fussel-Vesely (معادله۱) که با هدف محاسبه اهمیت رویداد i و به‌صورت سهم نسبی آن، در دردسترس‌نبودن سیستم تعریف می‌شود، استفاده کردیم.

معادله۱:
$$I^{FV_i} = \frac{Q_{TOP(MCSincluding\ i)}}{Q_{TOP}}$$

به علت وجود عدم قطعیت در ذات پدیده‌ها و دانش تحلیلگر که به منابع عدم قطعیت معروف هستند، داده‌های احتمال خرابی نقطه‌ای تجهیز را به‌صورت تابع توزیع وارد کردیم. در اینجا از تابع توزیع احتمالاتی lognormal (معادله۲)، استفاده و Error Factor مربوطه را وارد کرده و پس از آن از توزیع‌های مورد نظر نمونه برداری می‌کنیم. دو روش برای نمونه برداری از داده‌های عدم قطعیت روش ساده مونت کارلو و روش لاتین هایپرکیوب است [20-22] که ما در اینجا از روش دوم استفاده کردیم.

معادله۲:
$$f(x) = \frac{1}{x\sqrt{2\pi\sigma^2}} e^{-[\ln(x)-\mu]^2/2\sigma^2}$$

۴. نتایج :

طراحی درخت‌خطا: در وهله اول به منظور شناسایی راه‌های احتمالی خرابی سیستم، درخت‌های خطا را رسم می‌کنیم. دراینجا علاوه بر سیستم اصلی که متشکل از چهار کانال ایمنی است (شکل۳) به‌دلیل وجود تشابهات بسیار در هر چهار کانال، تنها کانال شماره یک RS1 آورده شده‌است که در شکل۴ ملاحظه می‌کنید. پس از رسم درخت‌های خطا، در انجام تحلیل، هم ارزیابی کمی و هم کیفی را انجام دادیم.

ارزیابی کیفی: در ارزیابی کیفی مجموعه‌های برشی کمینه که همان راه‌های منجر به خرابی سیستم هستند را پیدا میکنیم که در هر چهار کانال به صورت جداگانه این کار انجام شده است. درنهایت هم مجموعه برشی کمینه کل سیستم بدست آمده است. در جدول‌های ۱ و ۲ به عنوان نمونه ۱۰ مجموعه برشی کمینه‌ای که بیشترین سهم را در خرابی سیستم دارند، با احتمال آنها برای کل سیستم و کانال یک آورده شده است. همانطور که مشخص است بیشترین سهم در دردسترس‌نبودن یک کانال، اتفاق همزمان عدم دسترسی به تعمیر و نگهداری هر کانال سیستم و سیستم‌های پشتیبان "خنک کننده هوای اتاق سیستم آب تغذیه اضطراری"، "سیستم تامین تبرید مصرف کنندگان امن سیستم‌های تهویه"، "سیستم امن بسته شده خنک‌کننده آب (VJ)"، "سیستم سرویس خنک‌کننده آب برای VJ و TF (VE)" و برای کل سیستم به ترتیب خرابی با عامل مشترک عمل نکردن فن‌ها و سپس شروع به کار نکردن فن‌های سیستم‌های پشتیبان "خنک کننده هوای اتاق سیستم آب تغذیه اضطراری" و شروع به کار نکردن پمپ‌های کانال‌ها و همچنین خط تخلیه کانال‌هاست.

جدول۱: مجموعه‌های برشی کمینه سیستم آب تغذیه اضطراری EFW

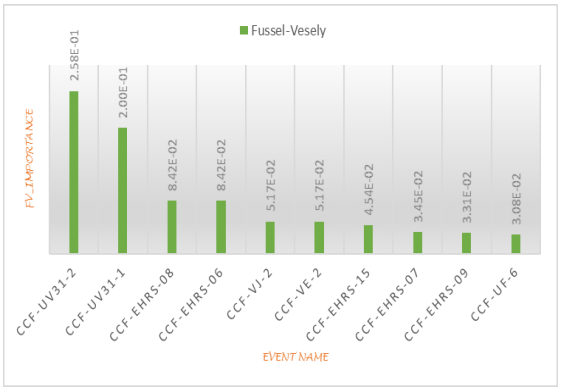
Cut No.	% Total	% Cut Set	Prob./Frequency	Cut Sets
1	25.84	25.84	2.629E-004	CCF-UV31-2
2	45.84	20.00	2.035E-004	CCF-UV31-1
3	54.26	8.42	8.570E-005	CCF-EHRS-06
4	62.68	8.42	8.570E-005	CCF-EHRS-08
5	67.85	5.17	5.260E-005	CCF-VE-2
6	73.02	5.17	5.260E-005	CCF-VJ-2
7	77.56	4.54	4.618E-005	CCF-EHRS-15
8	81.01	3.45	3.507E-005	CCF-EHRS-07
9	84.31	3.30	3.362E-005	CCF-EHRS-09
10	87.39	3.08	3.130E-005	CCF-EHRS-14

جدول۲: مجموعه‌های برشی کمینه کانال یک RS1

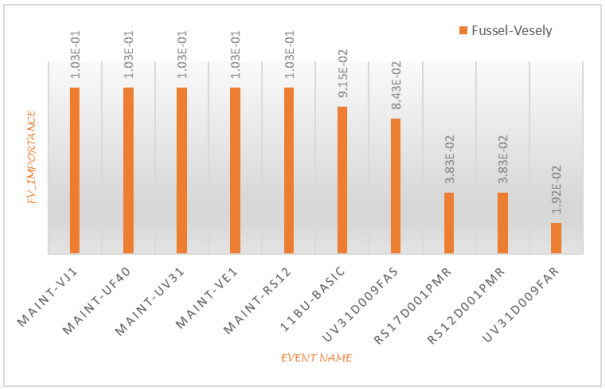
Cut No.	% Total	% Cut Set	Prob./Frequency	Cut Sets
1	10.33	10.33	4.925E-003	MAINT-UV31, /MAINT-UV32, /MAINT-UV33, /MAINT-UV34
2	20.66	10.33	4.925E-003	MAINT-UF40, /MAINT-UF50, /MAINT-UF60, /MAINT-UF70
3	30.99	10.33	4.925E-003	MAINT-RS12, /MAINT-RS22, /MAINT-RS32, /MAINT-RS42
4	41.32	10.33	4.925E-003	MAINT-VJ1, /MAINT-VJ2, /MAINT-VJ3, /MAINT-VJ4
5	51.65	10.33	4.925E-003	MAINT-VE1, /MAINT-VE2, /MAINT-VE3, /MAINT-VE4
6	60.79	9.14	4.360E-003	11BU-BASIC
7	69.22	8.43	4.021E-003	UV31D009FAS
8	73.05	3.83	1.825E-003	RS12D001PMR
9	76.88	3.83	1.825E-003	RS17D001PMR
10	78.80	1.92	9.164E-004	UV31D009FAR

ارزیابی کمی: در ارزیابی کمی مهم بدست آوردن احتمال رویداد رأس است که با درنظرگرفتن کل سیستم و پس از محاسبات مجوعه‌های برشی کمینه، فرکانس احتمال خرابی میانگین کل سیستم آب‌تغذیه اضطراری 1.018E-03 و برای یک کانال (کانال۱) 4.768E-02 محاسبه شده است.

تحلیل اهمیت: در تحلیل اهمیت برای شناسایی مهمترین تجهیزات از نظر پتانسیل خطر از معیار Fussel-Vesely استفاده کردیم که نتایج تحلیل در کل سیستم و کانال یک برای ۱۰ تجهیز مهم در زیر آمده است:

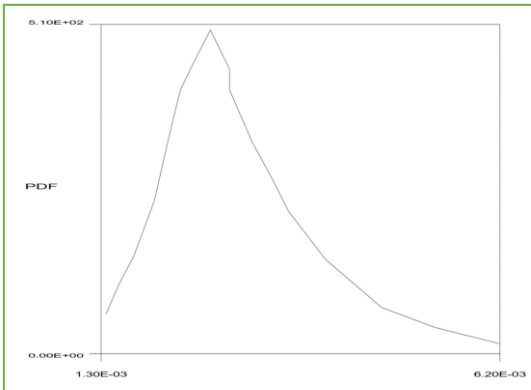


شکل۵: تحلیل اهمیت Fussel-Vesely سیستم EFW

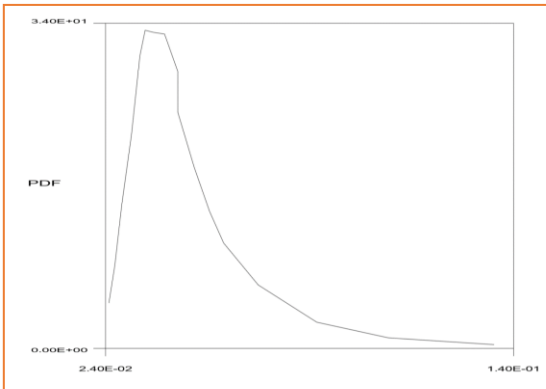


شکل ۶: تحلیل اهمیت Fussel-Vesely کانال یک RS1

تحلیل عدم قطعیت: پس از صحت‌سنجی نتایج و روند تحلیل با مدارک PSA نیروگاه هسته‌ای بوشهر که با نرم‌افزار RiskSpectrum انجام شده است، به‌منظور انجام تحلیل عدم قطعیت، به احتمالات نقطه‌ای خرابی رویدادهای پایه بر اساس تابع توزیع lognormal عمل کردیم و Error Factor مربوط به هر رویداد پایه داده شد. سپس با استفاده از روش لاتین هایپرکیوب از توزیع نمونه برداری کرNیم و علاوه بر مقدار متوسط 2.98E-03، نتایج 5%=1.60E-03، Median=2.76E-03، 95%=5.10E-03 را بدست آوردیم که نتایج تحلیل برای کل سیستم و کانال یک در شکل‌های ۷ و ۸ آورده شده است.



شکل۷: تابع چگالی احتمال خرابی برای کل سیستم EFW



شکل۸: تابع چگالی احتمال برای خرابی کانال یک RS1

۵. بحث ونتیجه گیری

ما در این تحلیل از ورژن 7.27 نرم‌افزار تحلیل قابلیت‌اطمینان SAPHIRE استفاده کردیم؛ به‌دلیل اینکه در مدرک PSA نیروگاه هسته‌ای بوشهر، با استفاده از نرم‌افزار RiskSpectrum، تحلیل‌های کانال‌های مختلف

بصورت مجزا انجام شده، ما تک‌تک کانال‌ها را جداگانه با آن صحت‌سنجی کردیم، که به عنوان نمونه در کانال یک، نتیجه محاسبات ما 4.768E-02 بود که در مقایسه با نتیجه 4.717E-02 مدرک، اختلاف کمی به اندازه حدود 1%، بیشتر به‌دلیل محدودیت دسته‌های ۸تایی در شبیه‌سازی CCFها در کد سفایر، وجود دارد که قابل قبول است. سپس بر مبنای این روند محاسبات صحیح، با درنظرگرفتن هر چهار کانال ایمنی، دردسترس‌نبودن کل سیستم برابر با 1.018E-03 بدست آمد و پس از آن تحلیل اهمیت براساس معیار Fussel-Vesely به‌منظور شناسایی مهمترین تجهیزاتی که در ریسک نقش دارند انجام شد. سپس در تحلیل عدم قطعیت، که این تحلیل درسطح سیستم در مدرک انجام نگرفته است، مقدار متوسط برابر با 2.98E-03 و به احتمال ۹۰٪ بین دو عدد 1.60E-03 و 5.10E-03 بدست آمد. با اینکه ورژنی از نرم‌افزار که در اختیار ما بود توان نمونه‌برداری زیاد به دلیل پایدار نبودن را دارا نبود، اما با اندازه نمونه‌ای مورد قبول 7029، این تحلیل انجام گرفت. با توجه به نتایج، لزوم پیش بینی برای اقدامات کنترلی برای جلوگیری از بروز حادثه امری غیر قابل اجتناب است. پیشنهاد می‌گردد که بر طبق نتایج حاصل شده تجهیزات دارای بیشترین سهم دردسترس‌نبودن قابلیت‌اطمینان سیستم، بررسی و درصورت امکان قابل‌اعتمادتر شوند. به‌علاوه اینکه اثر CCFها نیز در این تحلیل مشهود بود که پیشنهاد می‌گردد اثر خرابی‌های مشترک این تجهیزات نیز مورد توجه بیشتری قرار گیرد. همچنین، به دلیل ساده‌سازی مباحث زمان و اثر تجهیزات مختلف بر روی یکدیگر در تحلیل درخت‌خطای استاتیک، فرض بر این است که رویدادهای پایه در مجموعه‌های برشی کمینه با رویداد رأس در یک زمان رخ داده‌اند. پیشنهاد می‌گردد که این تحلیل در شرایط دینامیکی نزدیکتر به شرایط کاری نیروگاه و با استفاده از روش درخت‌خطای دینامیکی نیز مورد بررسی قرار گیرد. مقالات مختلفی مانند [5, 9, 10, 23] به این حوزه وارد شده‌اند.

مراجع :

[1] Hopkins A.,"Was Three Mile Island a 'Normal Accident'?", Journal of Contingencies and Crisis Management, Vol. 9, pp. 65–72, 2011.
[2] Tong L.L., Shao G., Wang M.F., Cao X.W., "Safety evaluation of the modified auxiliary feedwater system for the Chinese improved PWR", Annals of Nuclear Energy, Vol. 70, pp 169-174, 2014.
[3] Song C-H., Kwon T-S., Yun B-J., Choi K-Y., Kim H-Y., Jun H-G., Kim H-G., "Thermal-Hydraulic R&Ds for the APR+ Developments in Korea", 18th International Conference on Nuclear Engineering, Vol. 4, pp. 823-828, 2010.
[4] Kim S., Bae B-U., Cho Y-J., Park Y-S., Kang K-H., Yun B-J., An experimental study on the validation of cooling capability for the Passive Auxiliary Feedwater System (PAFS) condensation heat exchanger, Nuclear Engineering and Design, Vol. 260, pp. 54-63, 2013.
[5] Cepin M., Mavko B. "A Dynamic Fault Tree", Reliability Engineering & System Safety, Vol. 75, pp. 83-91, 2002.
[6] U. N. R. Commission et al., "Reactor safety study, WASH 1400," US Nuclear Regulatory Commission, 1975.

[7] Vesely W.E., Goldberg F.F., Roberts N.H., Haasl D.F., "Fault Tree Handbook (NUREG-0492)", U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, 1981.
[8] Burdick G.R., Fussell J.B., Rasmuson D.M., Wilson J.R., "Phased Mission Analysis: A Review of New Developments and An Application", IEEE Transactions on Reliability, Vol. R-26, pp. 43-49, 1977.
[9] Dugan J.B., Bavuso S.J., Boyd M.A., "Dynamic Fault-Tree Models for Fault-Tolerant Computer Systems", IEEE Transactions on Reliability, Vol. 41, pp. 363–377, 1992.
[10] Chiacchio F., Compagno L., D'Urso D., Manno G., Trapani N., "Dynamic Fault Trees Resolution: A Conscious Trade-Off between Analytical and Simulative Approaches", Reliability Engineering & System Safety, Vol. 96, pp. 1515–1526, 2011.
[11] Modarres M., Kaminskiy M., Krivtsov V., Dekker M., "Reliability Engineering and Risk Analysis: A Practical Guide", CRC Press, New York, 2nd Edition, 2010.
[12] Final Safety Analysis Reactor (FSAR), Probabilistic Safety Assessment (PSA) Level 1 for Bushehr NPP, 2003.
[13] Carlsson L., Erikson H., Werner W., "Generic probabilistic safety analysis: application to the comparison of the emergency feedwater system designs of three PWRs and to the modernisation and backfitting of older Swedish NPPs", Reliability Engineering & System Safety, Vol. 63, pp. 141-154, 1999.
[14] Liu Z., LiuY., Wu X., Yang D., CaiB., Zheng C., "Reliability evaluation of auxiliary feedwater system by mapping GO-FLOW models into Bayesian networks", ISA Transactions, Vol. 64, pp. 174-183, 2016.
[15] Boudali H., Crouzen P., Stoelinga M., "Dynamic fault tree analysis using input/output interactive markov chains", 37th Annual IEEE/IFIP International Conference on Dependable Systems and Networks,ser.DSN'07. Washington,DC, USA, pp. 708-71, 2007.
[16] Kvarfordt K.J., Wood S.T., Smith C.L., "SAPHIRE 7 Code Reference Manual", Idaho National Laboratory, NRC, 2006.
[17] Modarres M., Kim I.S., "Deterministic and Probabilistic Safety Analysis, Handbook of Nuclear Engineering", Springer, Germany, pp 1739-1812, 2010.
[18] RiskSpectrum Analysis Tools Theory Manual, Lloyd's Register Consulting – Energy AB, Ver 3.2.5.
[19] Mosleh A., "Procedure for Analysis of Common-Cause Failures in Probabilistic Safety Analysis", NUREG/CR-5801, US Nuclear Regulatory Commission, 1993.
[20] Pourgol-Mohamad M., Modarres M., Mosleh A., "Integrated Methodology for Thermal Hydraulics Uncertainty Analysis with Application", Vol. 165, pp. 333-359, 2009.
[21] Heltona J.C., Davisb F.J., "Latin Hypercube Sampling and the Propagation of Uncertainty Analysis of Complex Systems," Reliability Engineering and System Safety, Vol. 81, pp. 23-69, 2003.
[22] Helton J.C., Johnson J.D., Sallaberry C.J., Storlie C.B., "Survey of sampling-based methods for uncertainty and sensitivity analysis," Reliability Engineering & System Safety, Vol. 91, pp. 1175-1209, 2006.
[23] Amari S., Dill G.; Howald E., "A New Approach To Solve Dynamic Fault Trees", Reliability and Maintainability Symposium, Annual, 2003.