



ارزیابی احتمالاتی ایمنی نیروگاه اتمی بوشهر در پی رویداد خاموشی اضطراری رآکتور با استفاده از کد محاسباتی RISK SPECTRUM

پیرایش، مهسا^(۱) - جهانفرونیا، غلامرضا*^(۱) - کریمی، کاوه^(۲) - حسینی، سید محسن^(۲)

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

چکیده:

به دنبال اهمیت نیروگاه های هسته ای، تحلیل ایمنی برای تمامی سیستم ها و فعالیت های رآکتور در جهت کنترل حوادث، ضروری می باشد. هدف این پژوهش، تحلیل ریسک رویداد خاموشی اضطراری رآکتور^۱ و برآورد قابلیت اطمینان سیستم ها به روش تحلیل درخت خطا و با استفاده از کد RISK SPECTRUM می باشد. با در نظر گرفتن مدل های قابلیت اطمینان برای خطای انسانی، خرابی با عامل مشترک^۲، نتایج کمی و کیفی حاصل گردید. میانگین فرکانس آسیب به قلب^۳ در پی وقوع رویداد آغازگر RT $9.02E-07/ry$ محاسبه و تحلیل اهمیت و عدم قطعیت CDF انجام شد. در تحلیل عدم قطعیت مشخص گردید که CDF به احتمال ۹۰٪، بین $2.28E-07/ry$ و $2.226E-06/ry$ می باشد. کلمات کلیدی: قابلیت اطمینان، PSA، خاموشی اضطراری، مجموعه برشی کمینه، عدم قطعیت، RISK SPECTRUM

Probabilistic Safety Analysis of the Bushehr Nuclear Power Plant Following the Reactor Trip Event Using the RISK SPECTRUM Computational Code

Pirayesh, Mahsa¹; Jahanfarnia, Gholamreza¹; Karimi, Kaveh²; Hosseini, Seyed Mohsen²

¹ Department of Nuclear Engineering, Science and Research Branch, Islamic Azad University, Tehran, Iran

² Young Researchers Club, East Tehran Branch, Islamic Azad University, Tehran, Iran

Abstract:

Following the importance of nuclear power plants, safety analysis for all systems and reactor activities to control accidents is essential. The purpose of this study was to Risk Analysis of a reactor trip event and reliability analysis of the systems by using fault tree analysis method using the RISK SPECTRUM code. Considering the reliability models for human error, common cause failure, quantitative and qualitative results were obtained. The mean core damage frequency following the occurrence of the RT initiating event, $9.02E-07/ry$, was calculated and importance and CDF's uncertainty analysis was done. In the uncertainty analysis, it was found that CDF is likely to be 90%, between $2.28E-07/ry$ and $2.226E-06/ry$.

^۱ Reactor Trip(RT)

^۲ Common Cause Failure(CCF)

^۳ Core Damage Frequency(CDF)



Key words: reliability, PSA, TRIP, Minimal Cut Set, Uncertainty, RISK SPECTRUM

مقدمه:

ایمنی نیروگاه‌ها در زمان بروز حوادث، به منظور جلوگیری از آسیب به قلب و نشت مواد رادیواکتیو، یکی از مسائل اساسی در احداث آنها است. سیستم‌های ایمنی و حفاظتی راکتور وظیفه ایمن نگه داشتن نیروگاه را در هنگام بروز وقایع، برعهده دارند. گاهی این سیستم‌ها نیز دچار اختلال می‌شوند که خود باعث بروز وقایع بدتری از جمله ذوب قلب می‌شوند. از کار افتادن راکتور، یکی از وقایعی است که همواره مورد توجه متخصصان ایمنی هسته‌ای بوده است. حوادث گذرا از جمله خرابی توربین، عواملی هستند که سهم ۷۷ درصدی در رویداد RT دارند [1]. بعد از رویداد RT، سیستم حفاظت اضطراری راکتور و سیستم‌های ایمنی از جمله سیستم آب تغذیه که وظیفه برداشت حرارت پسمان از قلب در طول روند پیشرفت حادثه را برعهده دارد، شروع به کار می‌کنند. درخت‌خطا یک زبان مدل‌سازی ساختاریافته برای سیستم‌ها است [2]. هدف اصلی از تحلیل سیستم‌ها، ایجاد مدل قابلیت اطمینان برای تمامی سیستم‌های پشتیبان و غیره در قالب درخت‌خطا می‌باشد. به بیان ساده‌تر، در طی تحلیل ریسک یک رویداد، مسئله‌ای که معمولاً باید از احتمال وقوع یک رویداد مشخص دانست، شرایطی است که رویداد به آن وابسته است و این که چگونه می‌توان از احتمال وقوع آن جلوگیری کرد که تکنیک درخت‌خطا به عنوان رایج‌ترین روش تحلیل جهت به دست آوردن چنین اطلاعاتی از جمله تعیین علل وقوع یک رویداد و تحلیل قابلیت اطمینان، شناخته شده است [3].

روش کار:

سیستم‌های ایمنی و حفاظتی در شرایط حادثه جهت مقابله با آن و جلوگیری از وخامت عواقب حادثه وارد عمل می‌شوند و بعد از بالا بردن شاخص‌های ایمنی نیروگاه و کاهش قدرت راکتور تا سطح مطلوب، به شرایط عادی خود باز می‌گردند. تمامی این سیستم‌ها و شرح وظایف آنها در جدول ۱ آمده است. سیستم‌های ایمنی علاوه بر اینکه وظیفه خاموش کردن ایمن راکتور و برداشت حرارت پسمان راکتور را برعهده دارند، می‌توانند عواقب روند گسترش حادثه را نیز محدود سازند. به عبارتی، در طی روند گسترش حادثه، امکان عملکرد نامطلوب هر کدام از سیستم‌ها وجود دارد که این عدم عملکرد می‌تواند مسیر جدیدی از پیشروی حادثه ایجاد کند و همچنین پیامدهای مختلفی از جمله آسیب به قلب یا خاموشی ایمن در انتهای مسیر به دنبال داشته باشد. همچنین این سیستم‌ها به صورت چهار کاناله و کاملاً مستقل از هم عمل می‌کنند.

جدول (۱) - سیستم‌های ایمنی و وظایف آنها

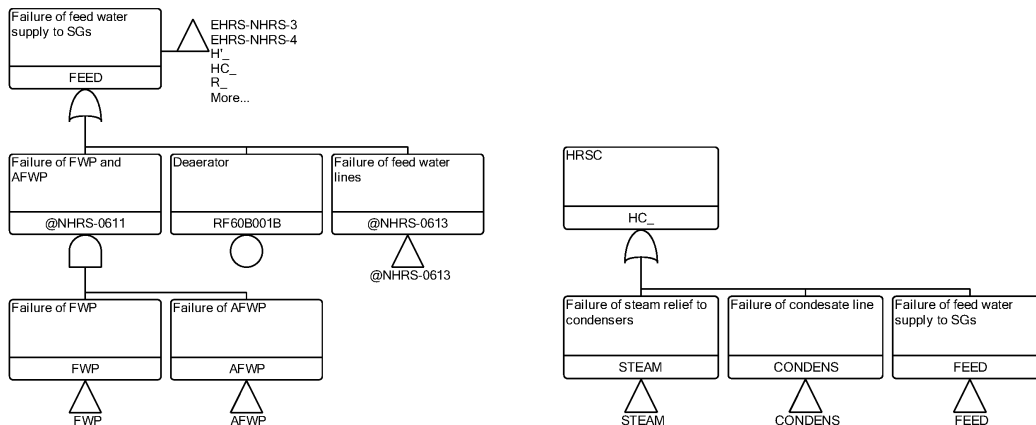
ردیف	شرح سیستم	وظایف
۱	سیستم حفاظت اضطراری راکتور	کنترل راکتیویته راکتور
۲	سیستم خنک‌کننده اضطراری قلب	کنترل موجودی خنک‌کننده



کنترل فشار خنک کننده	شیرهای ایمنی	۳
برداشت حرارت اضافی از قلب	سیستم برداشت حرارت پسمان	۴

برای ارزیابی قابلیت اطمینان این سیستم ها از روش رسم درخت خطا با بهره گیری از دریچه های منطقی AND، OR، K/N و رویدادهای پایه استفاده شده است [4]. در این پژوهش، جهت مدل سازی درخت خطای سیستم های ایمنی رآکتور بوشهر از نسخه 1.3.2 کد RISK SPECTRUM استفاده شده است [5].

درخت خطا: در ابتدا جهت تحلیل کمی سیستم ها، درخت خطا رسم گردید. از آن جایی که معمولا درخت های خطا پیچیده و بزرگ هستند، برای رسم ادامه آنها از درخت های خطای انتقال یافته استفاده شده است. لازم به ذکر است، به جهت کارکرد کم نیروگاه، داده های جنریک موجود در گزارش PSA نیروگاه بوشهر به عنوان داده های احتمال خرابی تجهیزات استخراج گردیده است. از مدل های قابلیت اطمینان با توجه به شرایط کاری تجهیزات، برای بررسی احتمال خرابی آنها، خطای انسانی و خرابی با علت مشترک استفاده شده است. CCF ها وابستگی و ارتباط میان بعضی تجهیزات را بیان می کنند که همزمان با تعریف خرابی مستقل تجهیزات، گروه های CCF نیز تعریف می شوند. در این پژوهش، روش آلفا در تحلیل CCF مورد استفاده قرار گرفته است [6-7].



شکل (۲) - درخت خطای انتقال یافته آب تغذیه

شکل (۱) - درخت خطای رویداد عملکردی HC

HC عبارت است از برداشت حرارت عادی از قلب رآکتور توسط کندانسور- توربین که در حین این رویداد عملکردی، شیر BRU-K در فشار ثابت مدار دوم (6.66MPa) به طور خودکار باز می شود و همچنین آب تغذیه به کمک پمپ آب تغذیه اصلی یا کمکی به مولد بخار هدایت می شود. بر طبق شکل، عدم عملکرد رویداد رأس HC، به ۳ عامل نقص فرآیند تخلیه بخار به کندانسور یا نقص خطوط کندانسور یا ایجاد خطا در هدایت آب تغذیه به سمت مولدهای بخار بستگی دارد.

درخت رویداد: درخت رویداد مربوط به رویداد آغازگر RT با در نظر گرفتن عملکرد مطلوب یا نامطلوب سیستم ها، ترسیم گردید. در قسمت Heading درخت رویداد، عملکرد هر کدام از سیستم های ایمنی و



حفاظتی در قالب رویدادهای عملکردی با نامگذاری مختص کد RISK SPECTRUM نمایش داده شده است. از آنجا که عملکرد ناموفق بعضی از رویدادهای عملکردی، باعث ایجاد فاز جدیدی از حادثه می شود و نیاز به تحلیل بیشتر دارد، درخت رویداد انتقال یافته نیز رسم و بررسی گردید. با توجه به مسیر اول، فرکانس وقوع رویداد RT تحت عملکرد صحیح تمامی سیستم ها، $2.8E+00$ بار در سال کاری راکتور می باشد. در ادامه درخت های خطا و درخت های رویداد، پس از تحلیل کمی رویدادهای عملکردی، با یکدیگر کوپل شدند و فرکانس نهایی آسیب به قلب در پی وقوع رویداد RT محاسبه گردید. لازم به ذکر است تمامی روندهای گسترش حادثه که منجر به CD شده اند، در فرکانس نهایی آسیب به قلب سهیم هستند.

E	RPS	TSV MSV	BRU- K open	BRU- K close	SRD open	SRD on 4 SG	SRD on 3 SG	SRD on 2 SG	SRD on 1 SG	HRSC	CDSS	HRSO	No.	Freq.	Conseq.	Code
RT.	A	T	O	T1	O'	C4	C3	C2	C1	HC	CS	HO				
													1	2.80E+00	HSS	
													2	1.43E-02	CSS	HC
													3	1.11E-04	HSS	HC-CS
													> 4	3.76E-07	RT-BF.	HC-CS-HO
													> 5	2.52E-02	RT-T1.	T1
													6	1.26E-04	CSS	O
													7	1.02E-06	HSS	O-CS
													> 8	3.12E-10	RT-BF.	O-CS-HO
													> 9	7.99E-10	RT-C4.	O-C4
													10	8.15E-13	RT-C3.	O-C4-C3
													11	4.25E-14	RT-C2.	O-C4-C3-C2
													12	1.10E-13	CD	O-C4-C3-C2-C1
													13	2.51E-13	CD	O-O'
													> 14	2.57E-08	RT-T1.	T
													15	7.28E-07	CD	A

شکل (۳) - درخت رویداد واقعه RT

اهمیت: جهت کاهش ریسک تمامی سیستم ها، ابتدا شناخت هر تجهیز و تعیین نقش آن در ریسک کلی، مورد توجه می باشد. از این رو با اولویت بندی تجهیزات از نظر سهم ایجاد خطر با بهره گیری از معیار فاسل-وسلی (معادله ۱)، میزان اهمیت تجهیز i و سهم نسبی آن در میزان ریسک، محاسبه گردید [8].

$$I_{FV_i} = \frac{Q_{TOP(MCSincluding i)}}{Q_{TOP}} \quad \text{معادله ۱:}$$

عدم قطعیت: در ادامه با توجه به وجود عدم قطعیت در پدیده ها، داده های احتمال خرابی تجهیزات به صورت تابع توزیع احتمالاتی Lognormal (معادله ۲) به همراه Error Factor مربوط به هر تجهیز وارد گردید و یک میلیون نمونه گیری از داده های عدم قطعیت انجام شد.

$$f(x) = \frac{1}{x\sqrt{2\pi}\sigma^2} e^{-\frac{(\ln(x)-\mu)^2}{2\sigma^2}} \quad \text{معادله ۲:}$$

نتایج:



طراحی درخت خطا: در این پژوهش، درخت های خطا برای تمامی Function Event ها رسم گردید. پس از رسم درخت های خطا، ارزیابی کیفی و کمی برای رویدادهای عملکردی سیستم ها و همچنین تحلیل فرکانس آسیب به قلب نهایی صورت گرفت.

ارزیابی کیفی: در این ارزیابی، مجموعه های برشی کمینه که مسیرهای منجر به خرابی سیستم ها هستند به طور جداگانه برای هر رویداد عملکردی بررسی گردید. به عنوان مثال، در جدول ۲، ۱۰ مجموعه برشی کمینه که بیشترین سهم را در عدم دسترسی رویداد عملکردی HC دارند، آورده شده است. همانطور که مشخص است، بیشترین سهم عدم دسترسی عملکرد HC در سیستم برداشت حرارت، مربوط به اتفاق "خرابی سیستم پشتیبانی کندانسور" می باشد. بقیه رویدادهای عملکردی نیز به همین ترتیب تحلیل و بررسی شدند. از طرفی از بین ۴۳۵۸۴ مجموعه برشی کمینه، ۱۰ مجموعه که در فرکانس آسیب به قلب نهایی سهم هستند نیز در جدول ۳ آمده است. با توجه به جدول، بعد از اتفاق "عدم عملکرد صحیح سیستم حفاظت اضطراری راکتور" که سهم ۸۰/۱۴ درصدی در CDF دارد، اتفاق همزمان "خرابی با علت مشترک در بازشدن شیرهای مسیر فرعی خط لوله آب تغذیه اصلی" و "خرابی با علت مشترک در راه اندازی پمپ های الکتریکی سیستم خنک کننده (VJ)" و اتفاق همزمان "خرابی با علت مشترک در بازشدن شیرهای مسیر فرعی خط لوله آب تغذیه اصلی" و "خرابی با علت مشترک در راه اندازی پمپ های الکتریکی سیستم خنک کننده (VE)" بیشترین سهم را در فرکانس آسیب به قلب دارند. مسیر چهارم نیز تاثیر اتفاق همزمان "خرابی با علت مشترک در بازشدن شیرهای مسیر فرعی خط لوله آب تغذیه اصلی" و "خرابی با علت مشترک پمپ های گردشی سیستم آب تغذیه اضطراری" را نشان می دهد.

جدول (۳) - مجموعه برشی کمینه CDF

NO.	Probability	%Total	Event
1	7.28E-07	80.14	RT , TRIP
2	5.46E-08	6.01	RT , CCF-NHRS-19-ALL , CCF_VJ_2-ALL
3	5.46E-08	6.01	RT , CCF-NHRS-19-ALL , CCF_VE_2-ALL
4	1.65E-08	1.82	RT , CCF-NHRS-19-ALL , CCF_UF_8-ALL
5	5.43E-09	0.60	RT , CCF-NHRS-19-ALL , CCF_UF_7-ALL
6	4.89E-09	0.54	RT , CCF-NHRS-19-ALL , CCF_UF_1-ALL
7	4.89E-09	0.54	RT , CCF-NHRS-19-ALL , CCF_UF_5-ALL
8	4.89E-09	0.54	RT , CCF-NHRS-19-ALL , CCF_UF_4-ALL
9	3.22E-09	0.35	RT , CCF-NHRS-19-ALL , CCF_VE_4-ALL
10	1.65E-09	0.18	RT , CCF-NHRS-19-ALL , CCF_VE_3-ALL

جدول (۲) - مجموعه برشی کمینه رویداد عملکردی HC

NO.	Probability	%Total	Event
1	4.45E-03	86.38	SUPPORT
2	3.71E-04	7.20	CCF-NHRS-19-ALL
3	1.31E-04	2.54	CCF-NHRS-05-ALL
4	3.52E-05	00.68	CCF-NHRS-03-ALL
5	2.73E-05	00.53	RM11D001PMQ , RM13D001-ALL
6	2.73E-05	00.53	RM12D001PMQ , RM13D001-ALL
7	2.03E05	00.39	CCF-NHRS-04-ALL
8	1.69E-05	00.33	RM12D001PMR , RM13D001-ALL
9	1.69E-05	00.33	RM11D001PMR , RM13D001-ALL
10	8.38E-06	00.16	CCF-NHRS-01-ALL

ارزیابی کمی: از موارد مهم در ارزیابی کمی، محاسبه احتمال عدم دسترسی رویدادهای عملکردی می باشد. پس از بدست آوردن مجموعه برشی کمینه برای هرکدام از رویدادهای عملکردی، احتمال خرابی (عدم دسترسی) تمامی رویدادهای عملکردی درخت رویداد RT محاسبه و در جدول ۴ آورده شده است. همانطور



که قبلاً گفته شد، تمامی روندهای گسترش حادثه در درخت رویداد که به آسیب به قلب منجر شده اند، در فرکانس آسیب به قلب نهایی سهیم هستند. با دقت در درخت رویداد و بعد از محاسبات کمی رویدادهای عملکردی، احتمال وقوع مسیرهایی از پیشرفت حادثه که منجر به CD شدند، محاسبه گردید که در جدول ۵ آمده است.

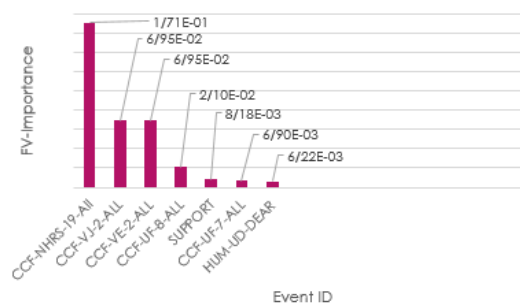
جدول (۴) - احتمال خرابی رویدادهای عملکردی

NO.	Function Event	Failure Rate(Unavailability)
1	A	2.60E-07
2	T	9.19E-09
3	O	4.51E-05
4	T1	9.00E-03
5	O'	1.76E-09
6	C4	6.33E-06
7	C3	7.65E-09
8	C2	1.21E-09
9	C1	8.72E-10
10	HC	5.15E-03
11	CS	7.75E-03
12	HO	1.85E-05

جدول (۵) - فرکانس وقوع مسیرهای پیشرفت حادثه RT

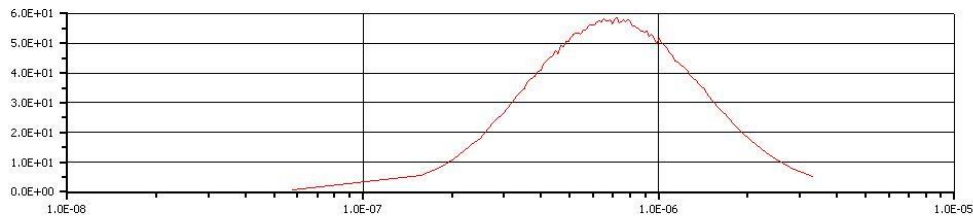
NO.	Accident Sequence	Probability
1	RT : 12	1.10E-13
2	RT : 13	2.51E-13
3	RT : 15	7.28E-07

آنالیز اهمیت: در این آنالیز برای شناسایی مهمترین تجهیزات از نظر تاثیر در فرکانس آسیب به قلب نهایی از معیار Fussel-Vessely استفاده گردید که نتایج تحلیل در شکل ۴ آمده است:



شکل (۴) - آنالیز اهمیت Fussel-Vessely تجهیزات

آنالیز عدم قطعیت: در تحلیل عدم قطعیت، Error Factor مربوط به هر رویداد پایه، به آنها نسبت داده شد و احتمال خرابی رویدادهای پایه را بر اساس تابع توزیع نرمال لگاریتمی محاسبه گردید. آنالیز عدم قطعیت با استفاده از یک میلیون نمونه گیری انجام شد و توزیع عدم قطعیت پارامتر CDF در پی وقوع رویداد RT به دست آمد که مقدار متوسط آن $9.02E-07/ry$ و مقادیر صدک پنجم، صدک میانی و صدک نود و پنجم آن به ترتیب، $2.28E-07/ry$ ، $7.037E-07/ry$ و $2.226E-06/ry$ محاسبه گردید. شکل ۵ تابع چگالی فرکانس آسیب به قلب را نشان می دهد.



شکل (۵) - تابع چگالی احتمال پارامتر CD

بحث و نتیجه گیری

در این پژوهش با استفاده از الگوریتم درخت رویداد و درخت خطا، تحلیل ارزیابی احتمالاتی ایمنی با استفاده از نسخه 1.3.2 کد RISK SPECTRUM انجام شد. پارامتر در دسترس نبودن سیستم های ایمنی و محافظتی دخیل در ریسک رویداد RT محاسبه گردید. همچنین آنالیز اهمیت براساس معیار فاسل-وسلی به جهت شناسایی مهمترین تجهیزاتی که در ریسک نقش دارند، انجام شد. با توجه به نتایج بدست آمده، "خرابی با علت مشترک در بازشدن شیرهای سیستم آب تغذیه اصلی" از اهمیت بالایی در ریسک برخوردار می باشد. به طور کلی با توجه به آنالیز اهمیت و آنالیز MCS مشخص می گردد که "خرابی با علت مشترک" سهم بسیار زیادی در افزایش ریسک ایفا می کند. در ادامه فرکانس آسیب به قلب در پی وقوع رویداد RT به مقدار $9.02E-07/ry$ محاسبه و با مقدار CDF موجود در گزارش که $9.05E-07/ry$ می باشد، مقایسه گردید، که تنها به میزان 0.3% اختلاف مشاهده می شود. سپس با تحلیل عدم قطعیت، تابع توزیع احتمال این پارامتر و مقادیر احتمالاتی آن بدست آمد. با توجه به نتایج، لازم است برای کاهش خطای رویدادهای پایه به نقش تست و نگهداری تجهیزات، توجه بیشتری شود. از آنجا که اثر CCF ها در این تحلیل بسیار مشهود است، باید تاثیر خرابی های با علت مشترک تجهیزات مهم و موثر در ریسک رویدادها نیز مورد توجه بیشتری قرار گیرد. با توجه به نقش CCF ها در نیروگاه و مدل سازی، بهترین راه برای کاهش خرابی های مشترک، تنوع در چیدمان و آرایش سیستم ها می باشد.

مراجع :

- [1] NUREG-5750, "Rates of Initiating Events at U.S. Nuclear Power Plants: 1987-1995", February 1999.
- [2] U. N. R. Commission et al., "Reactor safety study, WASH 1400," US Nuclear Regulatory Commission, 1975.
- [3] Final Safety Analysis Reactor (FSAR), Probabilistic Safety Assessment (PSA) Level 1 for Bushehr NPP, 2003.
- [4] Boudali H., Cruzen 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.



- [5] RiskSpectrum Analysis Tools Theory Manual, Lloyd's Register Consulting – Energy AB, Ver 3.2.5.
- [6] Mosleh A., “Common Cause Failure Analysis-Current Status and Methodological Needs”, Transactions of the American Society, 70 (1994).
- [7] Mosleh A., “Procedure for Analysis of Common-Cause Failures in Probabilistic Safety Analysis”, NUREG/CR-5801, US Nuclear Regulatory Commission, 1993.
- [8] Modarres M., Kaminskiy M., Krivtsov V., Dekker M., “Reliability Engineering and Risk Analysis: A Practical Guide”, CRC Press, New York, 2nd Edition, 2010.
- [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.