



## مقایسه درخت رویداد استاتیکی و دینامیکی حادثه از دست رفتن کامل برق (SBO) در نیروگاه هسته‌ای VVER-1000/V446

محمد اسماعیل امیرسلطانی<sup>۱،۲</sup>، احمد پیروزمند<sup>۱\*</sup>، محمدرضا نعمت‌اللهی<sup>۲،۱</sup>  
۱. گروه مهندسی هسته‌ای، دانشکده مهندسی مکانیک، دانشگاه شیراز، صندوق پستی: ۸۴۳۳۴-۷۱۹۴۶، شیراز - ایران  
۲. مرکز تحقیقات ایمنی، دانشگاه شیراز، صندوق پستی: ۸۴۳۳۴-۷۱۹۴۶، شیراز - ایران

\*Email: pirouzmand@shirazu.ac.ir

### مقاله‌ی پژوهشی

تاریخ دریافت مقاله: ۱۴۰۰/۳/۸ تاریخ پذیرش مقاله: ۱۴۰۰/۶/۶

### چکیده

آنالیز درخت رویداد برای کمی کردن معیار ریسک فرکانس آسیب به قلب (CDF) و ارزیابی ریسک نیروگاه‌های هسته‌ای ناشی از وقوع رویدادهای آغازگر فرضی مختلف به کار گرفته می‌شود. جهت محاسبه این معیار، لازم است که حالت‌های مختلف عملکردی سیستم‌های ایمنی و اپراتور در برابر حادثه مورد نظر، ارزیابی و تحلیل شوند. طبق مدارک ارزیابی ایمنی احتمالاتی راکتور مورد نظر، محاسبه معیار فرکانس آسیب به قلب، توسط ابزارهای استاتیکی مانند درخت خطا و درخت رویداد استاتیکی انجام شده است. این روش، دینامیک حادثه و سناریوها را در نظر نگرفته و صرف عملکرد صحیح و ناصحیح سیستم‌های ایمنی و اپراتور را برای محاسبه فرکانس هر سناریو به کار می‌گیرد. در مقابل روش درخت رویداد دینامیکی، به‌طور هم‌زمان مدل‌های فیزیکی و احتمالاتی را برای تولید شاخه‌ها و سناریوها در درخت رویداد، محاسبه فرکانس وقوع سناریو، تعیین پروفایل زمانی آسیب به قلب و تغییرات زمانی پارامترهای فیزیکی نیروگاه برای هر سناریو به کار می‌گیرد. در این مقاله، ابتدا درخت رویداد دینامیکی برای حادثه SBO در نیروگاه اتمی VVER-1000/V446 با استفاده از کدهای RELAP5 و RAVEN توسعه می‌یابد. سپس نتایج حاصل از آن با نتایج درخت رویداد استاتیکی مقایسه می‌گردد. نتایج نشان می‌دهد با توجه به فرضیات در نظر گرفته شده تعداد ۳۱۷۰ سناریو در درخت رویداد دینامیکی مورد ارزیابی قرار می‌گیرد، در حالی که در روش درخت رویداد استاتیکی تنها تعداد ۳۳ سناریو از پیش تعیین شده مورد بررسی قرار می‌گیرد. همچنین میزان فرکانس آسیب به قلب محاسبه شده در درخت رویداد استاتیکی و دینامیکی، به ترتیب  $3.61 \times 10^{-6}$  و  $1.97 \times 10^{-6}$  به ازای هر سال کارکرد راکتور می‌باشد.

**کلیدواژه‌ها:** درخت رویداد استاتیکی (ET)، درخت رویداد دینامیکی (DET)، حادثه از دست رفتن برق کامل نیروگاه (SBO)، راکتور VVER-1000/V446، کد آنالیز ریسک RAVEN

## A comparison of static and dynamic event tree analyses for SBO accident in VVER-1000/V446 NPP

M.E. Amirsoltani<sup>1,2</sup>, A. Pirouzmand<sup>\*1,2</sup>, M.R. Nematollahi<sup>1,2</sup>

1. Department of Nuclear Engineering, School of Mechanical Engineering, Shiraz University, P.O.BOX: 71946-84334, Shiraz - Iran  
2. Safety Research Center, Shiraz University, P.O.BOX: 71946-84334, Shiraz - Iran

### Research Article

Received 29.5.2021, Accepted 28.8.2021

### Abstract

Event tree analysis is applied to quantify the core damage frequency (CDF) and assess the risk of nuclear power plants (NPPs) resulting from various postulated initiating events. To calculate this criterion, it is necessary to generate the probable scenarios according to the function of safety systems and the operator's actions. The classical event tree is currently used in PSA analysis. This method does not consider the accident's dynamics and scenarios. It considers only the availability/unavailability of the safety system functions and the operator's actions to calculate the frequency of each scenario. In contrast, the dynamic event tree method applies physical and probabilistic models to generate branches in the event tree, calculate the frequency of each scenario, determine the time profile of core damage, and time variation of physical parameters of the NPP for each scenario. This paper develops the dynamic event tree for the SBO accident at the VVER-1000/V446 NPP using the RELAP5 and RAVEN codes. The results are then compared with the outputs of the classical event tree. The results show that according to the assumptions, 3170 scenarios are evaluated in the dynamic event tree, while only 33 predetermined scenarios are examined in the conventional event tree. The calculated core damage frequencies are  $3.61 \times 10^{-6}$  (yr<sup>-1</sup>) and  $1.97 \times 10^{-6}$  (yr<sup>-1</sup>) for conventional and dynamic event trees, respectively.

**Keywords:** Static Event Tree (ET), Dynamic Event Tree (DET), Station Black-Out (SBO) accident, VVER-1000/V446 NPP, RELAP5/mod3.2, Risk Analysis Virtual Environment (RAVEN)



## ۱. مقدمه

وظیفه ارزیابی ایمنی احتمالاتی (PSA)، تعیین ریسک مربوط به نیروگاه‌های هسته‌ای در برابر حادثه‌ها و سناریوهای مختلف، محاسبه فرکانس و تحلیل عواقب ناشی از آن‌ها می‌باشد [۱، ۲]. رهیافت FT/ET به صورت گسترده برای تولید سناریوهای ناشی از رویدادهای آغازگر مورد استفاده قرار می‌گیرد [۳]. فرکانس آسیب به قلب (CDF)، یک معیار مهندسی می‌باشد که میزان خطر نیروگاه در مقابل حادثه را نشان می‌دهد و توسط ارزیابی ایمنی احتمالاتی تعیین می‌گردد. بر اساس استاندارد آژانس، معیار پذیرش فرکانس آسیب به قلب، حداکثر از مرتبه  $10^{-4}$  کارکرد در سال برای رآکتورهای موجود و از مرتبه  $10^{-5}$  برای رآکتورهای آینده تعیین شده است [۱، ۴]. معیار فرکانس آسیب به قلب و مرتبه آن، تنها بیان‌گر سطح کلی ریسک نیروگاه است. هم‌زمان با این معیار باید سهم سناریوهای مختلف، نقش اپراتور، منابع عدم قطعیت و الگوی زمانی این سناریوها را نیز برای مدیریت ریسک در نظر گرفت. ضعف و محدودیت ارزیابی ایمنی احتمالاتی، در این است که نمی‌تواند به صورت حقیقی و در فضای زمان، تعامل بین سخت‌افزارها، نرم‌افزارها، عملکرد انسانی و فرایندها را مدل‌سازی نماید. مهم‌ترین نقصان در این است که شاخه‌زنی‌ها توسط قضاوت‌های مهندسی تولید شده و نحوه رفتار سیستم‌ها و عملکردها به صورت استاتیکی فرض خواهد شد [۵].

در زمان وقوع حوادث در نیروگاه‌های هسته‌ای، برهم‌کنش پیچیده‌ای بین فرایندهای فیزیکی مختلف از جمله قلب رآکتور، سیستم خنک‌سازی رآکتور، سیستم‌های ایمنی اضطراری و عملکرد اپراتور مبتنی بر دستورالعمل‌های بهره‌برداری اضطراری (EOPs)، شکل می‌گیرد [۶]. اثربخشی دستورالعمل‌ها و سیستم‌های ایمنی در زمان وقوع حوادث می‌تواند به دلیل این برهم‌کنش‌ها تغییر کند. رهیافت ارزیابی ایمنی احتمالاتی استاتیکی، این برهم‌کنش‌ها را مورد بررسی قرار نخواهد داد و فقط یک معیار کلی از تأثیر حادثه‌ها و میزان ریسک نیروگاه را در اختیار قرار می‌دهد. به عبارت دیگر، رهیافت استاتیکی حاوی هیچ‌گونه اطلاعاتی از دینامیک سناریوهای محتمل نمی‌باشد. برای رفع این محدودیت‌های ذکر شده، روش‌های دینامیکی مورد تحقیق و توسعه قرار گرفتند که کوشش می‌کند پاسخ‌های متقابل اجزاء/سیستم‌ها/عملکرد اپراتور حین یک حادثه را با جزئیات مورد بررسی قرار دهد [۷، ۱۰]. منظور از روش‌های دینامیکی، یکپارچه‌سازی مدل‌های قطعیتی و مدل‌های احتمالاتی می‌باشد. شاخه‌زنی در درخت رویداد دینامیکی، بر اساس رفتار سیستم و تاریخچه سناریوها انجام می‌شود. مزیت دیگر روش، این است که جهت ارزیابی عملکرد اپراتور، تمام

حالت‌های خرابی سیستم‌های ایمنی در نظر گرفته می‌شود. چون که ممکن است میزان تأخیر مجاز در اثر خرابی سیستم‌های ایمنی تغییر کند. در صورتی که تاکنون ارزیابی‌هایی که در مورد عملکرد اپراتور انجام شده، محدود به چند سناریو و با فرض این‌که سیستم‌های ایمنی صحیح عمل کنند، انجام شده است [۱۱].

سناریوهای تولید شده توسط رهیافت درخت رویداد دینامیکی، می‌تواند به منزله یک بانک داده در نظر گرفته شود که حاوی اطلاعات و تغییرات پارامترهای فیزیکی برای سناریوها می‌باشد. به‌عنوان نمونه می‌توان از این داده‌ها، اطلاعات زیر را که توسط رویکرد استاتیکی قابل حصول نیستند، استخراج نمود [۹-۱۱]:

- (۱) احتمال آسیب به قلب در بازه‌های زمانی بعد از حادثه
- (۲) مقایسه تغییرات پارامترهای فیزیکی برای سناریوها
- (۳) ارزیابی عملکرد سیستم‌های ایمنی بعد از ریکاوری و سرعت خنک‌سازی سیستم‌ها
- (۴) بررسی جامع منابع عدم قطعیت
- (۵) ارزیابی عملکرد اپراتور.

در حالت کلی، ارزیابی دینامیکی حادثه‌ها، علاوه بر محاسبه فرکانس آسیب به قلب، اطلاعاتی با جزئیات بیشتر از رفتار سیستم را با رویکردی واقع‌بینانه به منظور مدیریت ریسک در اختیار قرار می‌دهد [۱۰].

برای پیاده‌سازی و توسعه درخت رویداد دینامیکی، تحقیقات متعدد و ابزارهای گوناگونی ارائه شده است. ADS ابزاری است که توسط K.S. Hsueh, A. Mosleh در سال ۱۹۹۶ تدوین گردیده است [۱۲]. در این تحقیق، یک شبیه‌ساز جهت بررسی دینامیکی PSA طراحی شده که سناریوها را تولید می‌کند. این پژوهش جهت آنالیز دینامیکی حادثه شکست لوله‌های مولد بخار یک نیروگاه در آمریکا تدوین شده است. ADAPT ابزار دیگری است که عمده تحقیقات توسط این کد انجام شده است. تاکنون درخت رویداد دینامیکی برای حوادث مختلفی از جمله از دست رفتن خنک‌کننده، از دست رفتن برق کامل نیروگاه و حادثه شکست لوله‌های مولد بخار توسط این کد توسعه داده شده است [۱۳-۱۸]. این کد توانایی اتصال با انواع کدهای ترموهیدرولیکی مانند MELCOR، RELAP5 و همچنین با کد MAAP4 را داراست. کد RAVEN<sup>۱</sup>، ابزار دیگری است که اخیراً جهت آنالیز ریسک دینامیکی توسط آزمایشگاه آیداهو توسعه یافته است. کاربردهای این کد را می‌توان بدین صورت بیان کرد [۱۹-۲۵]:

1. Risk Analysis Virtual Environment (RAVEN)





به قلب، زمانی اتلاق می‌شود که دمای غلاف سوخت به ۱۲۰۰ درجه سانتی‌گراد برسد [۳۰].

فرکانس رخداد این رویداد آغازگر برای رآکتور VVER-1000/V446، برابر  $(yr^{-1})$   $3 \times 10^{-5}$  تخمین زده شده است [۳۱]. اهمیت ارزیابی حادثه، از آنجایی حساس‌تر می‌شود که زمان مورد نیاز جهت آسیب به قلب برای رآکتور VVER-1000/V446، برای توالی طراحی شده، حداکثر ۴ ساعت و ۳۳ دقیقه خواهد بود [۳۰]. در حالی که زمان آسیب به قلب نیروگاه فوکوشیما، برای این حادثه، برابر ۸ ساعت می‌باشد [۳۲]. در ادامه، به ارزیابی این مهم پرداخته شده است.

### ۳. روش انجام تحقیق

#### ۱.۳ درخت رویداد استاتیکی

جهت محاسبه و تخمین دقیق ریسک نیروگاه‌های هسته‌ای ناشی از حوادث مختلف، باید کلیه سناریوهای محتمل تدوین و سپس مورد ارزیابی قرار گیرند [۲]. برای این منظور باید یک رویکرد سیستماتیک در برگزیده کلیه فاکتورهایی مؤثر در روند حوادث، به کار گرفته شود. آن رویکرد سیستماتیک درخت رویداد می‌باشد. جهت پیاده‌سازی درخت رویداد، توابع منطقی تعریف شده و مورد استفاده قرار می‌گیرند. هدف از درخت رویداد، نشان دادن روند سناریوها، اولویت‌بندی آن‌ها و ارزیابی نتایج می‌باشد. در این مطالعه، رویداد آغازگر SBO در رآکتور هسته‌ای VVER-1000/V446 مورد بررسی قرار می‌گیرد.

برای توسعه درخت رویداد استاتیکی این حادثه، لیستی از عملکردهای سیستم‌ها و نقش اپراتور که برای از بین بردن عواقب حادثه و / یا کاهش اثرات مخرب آن وجود دارند، به‌عنوان رویداد رأس درخت‌های خطا انتخاب می‌شوند. سپس با توسعه درخت رویداد مطابق شکل ۱، نتایج هر سناریو به دو دسته تقسیم می‌شوند:

(۱) سناریوهایی که پایانی ایمن دارند و به قلب آسیب وارد نمی‌شود. ( $HSS^2$ ,  $CSS^1$ )

(۲) سناریوهایی که منجر به آسیب قلب می‌شوند ( $CD^3$ ).

سیستم‌های تغذیه نیروگاه در زمان مقرر، احتمال آسیب به قلب به شدت بالا خواهد رفت. اگرچه احتمال رخداد حادثه SBO، به دلیل نقص در سیستم‌ها و شبکه خارجی بسیار کم است، اما این حادثه، مشارکت بیش‌تری نسبت به حوادث دیگر برای نیروگاه‌های هسته‌ای دارد. لذا مهم است که در طراحی نیروگاه‌های هسته‌ای، میزان آسیب‌پذیری قلب در حادثه SBO در نظر گرفته شود [۲۷، ۲۸].

حادثه SBO، به منزله یک حادثه شدید در آنالیزهای ایمنی در نظر گرفته می‌شود. شش قدم اصلی جهت مدیریت ریسک حادثه‌های شدید مانند SBO باید توسعه داده شود [۲۹]:

(۱) شناسایی مکانیسم چالش‌ها

(۲) شناسایی آسیب‌پذیری نیروگاه در اثر چالش‌ها

(۳) شناسایی ظرفیت‌های نیروگاه

(۴) توسعه راهنمای مدیریت حوادث شدید

(۵) ایجاد فرایند تأیید و اعتبارسنجی برای برنامه مدیریت حوادث شدید

(۶) ادغام برنامه مدیریت حوادث شدید در سیستم مدیریت و آمادگی و اقدامات اضطراری

توالی‌های حادثه شدید، بر مبنای ترکیبی از قضاوت‌های مهندسی، روش‌های قطعیتی و روش‌های احتمالاتی می‌باشد. با استفاده از روش ارزیابی ایمنی احتمالاتی استاتیکی، روش‌های قطعیتی و احتمالاتی به صورت جداگانه مورد بررسی قرار می‌گیرند و نتایج حاصله یک دید کافی، جامع و همراه با جزئیات را ارائه نمی‌دهد. در حالی که در رهیافت درخت رویداد دینامیکی، روش‌های قطعیتی و احتمالاتی هم‌زمان مورد بررسی قرار خواهند گرفت و شاخه‌زنی‌ها بر اساس رویدادها و تاریخچه سناریوها انجام می‌شود. نتایج حاصله از درخت رویداد دینامیکی، به منزله یک بانک داده می‌باشد که یک دید کلی، جامع و همراه با جزئیات را ارائه می‌دهد که می‌تواند در مراحل فوق، تأثیرگذار باشد.

توالی عملکرد سیستم‌های ایمنی پس از رخداد حادثه SBO، این است که شیرهای ایمنی توربین بسته شده و فرمان خاموشی رآکتور صادر می‌شود. تمام پمپ‌های سیستم خنک‌کننده رآکتور و پمپ‌های مدار تغذیه ثانویه از کار خواهند افتاد. برای کاهش فشار مدار ثانویه و برداشت حرارت از قلب به صورت غیرمستقیم و با واسطه مولد بخار، شیر BRU-A مربوط به سیستم SRD شروع به عمل خواهد کرد. بعد از خشک شدن مولد بخار و بی اثر بودن برداشت حرارت، شیرهای PSD تعبیه شده روی فشارنده توسط اپراتور باز خواهند شد تا فشار مدار اولیه افت کند و سیستم‌های غیرفعال جهت تزریق خنک‌کننده وارد مدار شوند و قلب را در دمای پایین نگه دارند. معیار آسیب

1. Cold Stable State (CSS)

2. Hot Stable State (HSS)

3. Core Damage (CD)



IE	SRD open	SRD on 4 SG	SRD on 3 SG	SRD on 2 SG	SRD on 1 SG	BLEED & FEED	HA	KWU			
SBO-NO-REC	O	C4	C3	C2	C1	BL	Q4		#	END-STATE-NAMES	
										1	CD
										2	CD
										3	CD
										4	CD
										5	CD
										6	CD
										7	CD
										8	CD
										9	CD

شکل ۱. درخت رویداد استاتیکی برای حادثه SBO در نیروگاه هسته‌ای VVER-۱۰۰۰/V۴۴۶ [۳۳].

اگرچه این سناریوها، درک کلی و عمومی از نیروگاه را به تحلیلگر منتقل می‌نمایند، اما هیچ اطلاعی از دینامیک سیستم‌ها و جزئیات آن‌ها در اختیار قرار نمی‌دهد و بنابراین نکات مبهم زیادی در روند سناریوها باقی خواهد ماند. در صورتی که زمان عملکرد سیستم‌ها و اپراتور قطعاً می‌تواند حالت‌هایی را به وجود آورد که نیاز به تحلیل و بررسی دارند. هم‌چنین تعداد سناریوها در این تحلیل بسیار اندک بوده و دید و فهم موردنیاز را ارایه نمی‌دهد و نقاط ضعف و قوت سیستم‌ها به خوبی شناخته نخواهند شد. لذا لازم است از رویکردهایی که دینامیک سیستم را آنالیز می‌نمایند، بهره برد.

#### جدول ۱. عملکردهای سیستم‌های ایمنی به کار برده شده در درخت رویداد

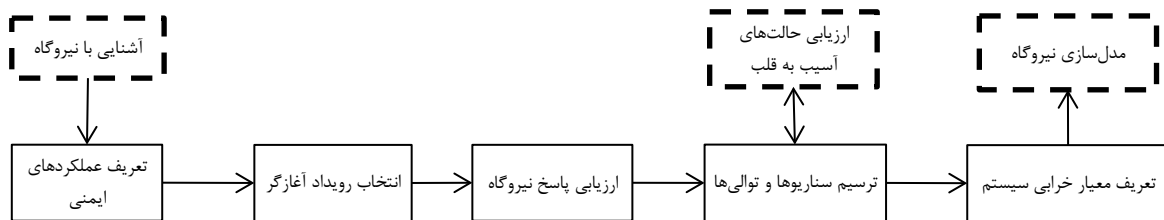
عملکرد ایمنی	شرح
SRD open	به صورت اتوماتیک: ۱. باز شدن شیر BRU-A در فشار ۷٫۱۵ مگاپاسکال ۲. باز شدن شیرهای ایمنی مولد بخار در فشار ۸٫۲۳ و ۸٫۴۳ مگاپاسکال
	به صورت اتوماتیک: ۱. بسته شدن شیر BRU-A در فشار ۶٫۲۷ مگاپاسکال ۲. بسته شدن شیرهای ایمنی مولد بخار در فشار ۶٫۸۶ مگاپاسکال
SRD(Cf .C۳ .C۲ .C۱)	توسط اپراتور: باز کردن یک شیر از شیرهای ایمنی مولد بخار زمانی که مولد بخار خشک شده و برداشت حرارت صورت نگیرد و هم‌چنین سطح خنک‌کننده در محفظه راکتور شروع به کاهش کند.
HA	تزریق آکومولاتورهای مرحله اول در فشار ۵٫۸۸ مگاپاسکال به‌صورت پسیو و ناگهانی
KWU	تزریق آکومولاتورهای مرحله دوم در فشار ۲٫۵ مگاپاسکال به صورت پسیو و تدریجی

توابعی که با هدف کنترل روند حادثه و خطر پرتودهی پیاده‌سازی می‌شوند، را عملکردهای ایمنی (Safety Function) گویند [۱]. عملکردهای ایمنی و نقش اپراتور پایه و اساس شکل‌گیری سناریوهای مختلف و پاسخ نیروگاه را تشکیل می‌دهند. عموماً، عملکردهای ایمنی شامل گروهی از فعالیت‌ها جهت جلوگیری از آسیب به قلب، خرابی پوش راکتور یا کاهش آزادسازی مواد رادیواکتیو می‌باشد. این اقدامات و فعالیت‌ها شامل فعال‌سازی اتوماتیک یا دستی سیستم‌های فعال و فعال‌سازی اتوماتیک سیستم‌های پسیو با توجه به فیدبک‌های ذاتی که در طراحی در نظر گرفته شده، می‌باشند. عملکردهای ایمنی بسته به نوع نیروگاه، طراحی سیستم، زمان پاسخ سیستم‌ها و اولویت تحلیل‌گر می‌توانند به طرق مختلف تعریف شوند. عملکردهای ایمنی که برای حادثه SBO برای راکتور VVER-۱۰۰۰/V۴۴۶ تدوین شده‌اند، در جدول ۱ نشان داده شده است [۳۱].

توابع ایمنی می‌تواند به‌صورت سلسله مراتبی در نظر گرفته شوند. سیستم خنک‌سازی قلب نیازمند عملکرد اقداماتی است که جریان سیال در قلب را فراهم کند تا به مقدار کافی خنک‌کننده در سیستم خنک‌سازی (RCS) موجود باشد و هم‌چنین این سیستم را در فشار مطلوب قرار دهد. برای ارزیابی پاسخ نیروگاه، نیاز است که یک درخت رویداد بر اساس عملکردهای ایمنی تعیین‌شده برای حادثه موردنظر ترسیم و پیاده‌سازی شود. سناریوهایی که برای درخت رویداد در نظر گرفته شده، طبق شکل ۲ می‌باشد.

#### 1. Reactor Cooling System (RCS)





شکل ۲. مراحل پیاده‌سازی درخت رویداد استاتیکی.

سیستم SRD، سیستم PSD PRZ، سیستم هیدروآکومولاتور مرحله اول، سیستم آکومولاتور مرحله دوم یا تانک‌های KWU، سیستم خنک‌سازی اضطراری قلب فشار بالا و فشار پایین و همچنین سیستم تزریق آب تغذیه به مدار ثانویه در شرایط نرمال و اضطراری می‌باشد. کلیه سیستم‌های فوق توسط کد RELAP5/mod3.2 شبیه‌سازی و اعتبارسنجی شده‌اند [۳۳-۳۷]. گره‌بندی مدار اول مدل مورد استفاده، در این مقاله طبق شکل ۳ می‌باشد.

#### ۲.۲.۳ مدل احتمالاتی

هدف از تدوین مدل احتمالاتی، محاسبه احتمال رخداد سناریوها و در نتیجه محاسبه فرکانس آسیب به قلب مربوط به هر سناریو می‌باشد. نحوه محاسبه احتمال سناریوها به صورت شرطی در نظر گرفته شده است. این مدل به سه دسته شامل مدل خرابی سیستم‌های ایمنی، مدل اپراتور و مدل ریکاوری برق تقسیم می‌گردد. در ادامه هر یک از این مدل‌ها به اختصار توضیح داده می‌شود.

#### ۱.۲.۲.۳ مدل خرابی سیستم‌های ایمنی

مدل خرابی سیستم‌های ایمنی مهندسی، بسته به نوع عملکرد آن‌ها توسط توابع توزیع احتمال تعریف می‌شود. در این تحقیق مدل‌سازی سیستم‌ها توسط تابع توزیع نرمال، با مقدار متوسط خرابی معین و انحراف معیار ۱۰٪ مدل شده است. متوسط خرابی این سیستم‌ها توسط درخت خطاهای ارائه شده در مدارک نیروگاه VVER-1000/V446 تعیین شده است [۳۱]. جدول ۲ نوع تابع توزیع به کار گرفته شده و پارامترهای آن را برای سیستم‌های ایمنی مختلف نشان می‌دهد.

#### ۲.۲.۲.۳ مدل اپراتور

عملکرد اپراتور رابطه مستقیم با زمان دارد، به طوری که تأخیرهای متفاوت در عملکرد اپراتور، می‌تواند نتایج و عواقب متعددی به همراه داشته باشد. شرایط روحی و روانی، شرایط محیطی و فاکتورهای مربوطه، پیچیدگی وظایف و انجام هم‌زمان کارها و تعداد زیاد فعالیت‌ها می‌تواند در عملکرد اپراتور

#### ۲.۳ درخت رویداد دینامیکی

PSA دینامیکی، رهیافتی است که با یکپارچه‌سازی و تجمیع مدل‌های قطعیتی و احتمالاتی، دید کافی از حادثه برای نیروگاه مورد نظر را ارائه می‌دهد. نتایج حاصل شده از رویکرد درخت رویداد دینامیکی، می‌تواند به‌عنوان یک بانک داده در کنترل روند حادثه، تخمین زمان آسیب به قلب، تعمیر و نگهداری سیستم‌ها و مدیریت ریسک و تصمیم‌گیری‌ها بسیار سودمند و کاربردی باشد. دو دلیل برای عدم گسترش رهیافت درخت رویداد دینامیکی می‌توان بیان کرد:

(۱) تعداد زیاد سناریوهای تولید شده، و در نتیجه زمان‌بر و حافظه‌بر بودن محاسبات مربوطه،

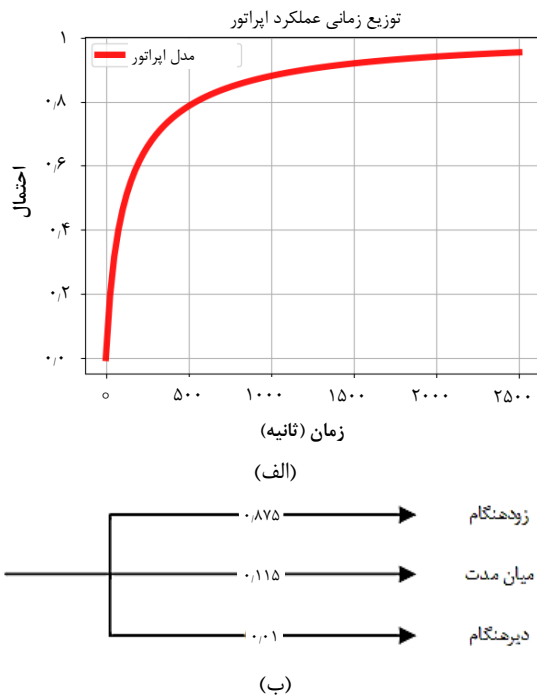
(۲) نحوه متصل کردن مدل‌های قطعیتی و احتمالاتی [۲۵]. مورد اول با ارائه راهکارهای متعدد کاهش سناریوها، افزایش سرعت پردازنده‌ها و افزایش ظرفیت حافظه قابل برطرف می‌باشد. در مورد دوم تاکنون ابزارهای متعددی جهت پیاده‌سازی درخت رویداد دینامیکی ارائه شده است که کامل‌ترین آن کد RAVEN می‌باشد که توسط آزمایشگاه آیداهو توسعه داده شده است. این کد توسط زبان برنامه‌نویسی پایتون و ترکیب آن با کد C++ می‌باشد که دارای سرعت محاسبات قابل قبول می‌باشد. در کد RAVEN، ماژول‌های پایتون توسط کد C++ و ویژوال استودیو از قبل کامپایل می‌شوند که می‌تواند سرعت محاسبات را افزایش دهد. حال در ادامه به شرح چگونگی پیاده‌سازی درخت رویداد دینامیکی حادثه SBO برای رآکتور VVER-1000/V446 پرداخته خواهد شد.

برای پیاده‌سازی درخت رویداد دینامیکی، نیاز است که مدل قطعیتی و احتمالاتی مربوطه را تعریف نمود. در ادامه این دو مدل به اختصار توضیح داده می‌شوند.

#### ۱.۲.۳ مدل قطعیتی

مدل قطعیتی شامل تمامی سیستم‌های اصلی و عملکردی مانند محفظه رآکتور، پمپ‌های اصلی، مدارهای اولیه و ثانویه، مولدهای بخارها و فشارنده و همچنین سیستم‌های ایمنی شامل





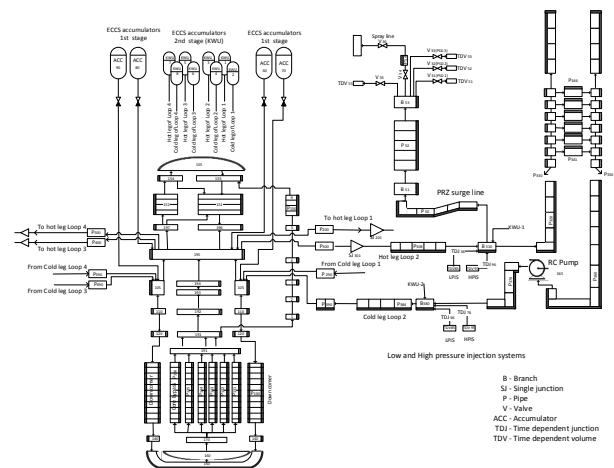
شکل ۴. مدل اپراتور، (الف) تابع توزیع مدل اپراتور، (ب) گسسته‌سازی مدل اپراتور.

### ۳.۲.۲.۳ مدل ریکاوری

جهت آنالیز حادثه SBO، لازم است که یک مدل ریکاوری برق کل نیروگاه اعم از شبکه خارجی متصل به نیروگاه و دیزل ژنراتورهای داخلی بر اساس مدارک نیروگاه در VVER-1000/V446-1000 ارزیابی شود [۳۱]. عوامل متعدد در رخداد حادثه SBO دخیل هستند. عوامل داخلی نیروگاه، تجهیزات برق‌رسانی پست نیروگاه، شبکه خارجی و شرایط آب‌وهوایی، عوامل رخداد حادثه LOOP و خرابی در راه‌اندازی و خرابی در شروع به کار دیزل ژنراتورها، عوامل از دست رفتن برق اضطراری می‌باشند. جهت مدل‌سازی ریکاوری نیروگاه، لازم است که برای سال‌های متمادی، داده‌های عملکرد شبکه متصل به نیروگاه و عملکرد دیزل ژنراتورها جمع‌آوری شود. براساس نتایج به‌دست‌آمده برای نیروگاه هسته‌ای VVER-1000/V446-1000، مدل ریکاوری توسط تابع توزیع لاگ نرمال با میانگین ۷۲۰۰ ثانیه و سیگما ۱/۲ در نظر گرفته می‌شود. در این مقاله، زمان ریکاوری در زمان ۱۴۰۰۰ ثانیه در نظر گرفته شده است. علت این امر، اتمام موجودی تانک‌های KWU در این زمان می‌باشد، که در نتیجه آن، سطح خنک‌کننده در محفظه راکتور کاهش پیدا کرده و دمای غلاف شروع به افزایش و سطح غلاف سوخت شروع به خشک شدن خواهد نمود. مدل ریکاوری برق نیروگاه و نحوه گسسته‌سازی آن در شکل ۵ نشان داده شده است [۲۷، ۳۱، ۳۹].

تأثیرگذار باشند. برای مدل‌سازی عملکرد اپراتور در تحقیقات و مقالات تابع توزیع لاگ نرمال توصیه شده است [۳۱، ۳۸]. در این مطالعه نیز مدل اپراتور توسط تابع توزیع لاگ نرمال، با متوسط زمانی ۶۰۰ ثانیه و سیگما ۱/۳ در نظر گرفته شده است. جهت آنالیز عملکرد اپراتور، باید گسسته‌سازی صورت گیرد. بدین منظور، سه حالت عملکردی برای اپراتور در نظر گرفته می‌شوند: (۱) عملکرد زود هنگام، (۲) عملکرد میان مدت، (۳) عملکرد دیر هنگام. اقدام اپراتور در باز کردن شیرهای ایمنی فشارنده، با تأخیر بین صفر تا ۱۰۰۰ ثانیه، به منزله عملکرد زود هنگام، تأخیر بین ۱۰۰۰ تا ۲۲۵۰ ثانیه به منزله عملکرد میان مدت و تأخیر بیش از ۲۲۵۰ ثانیه به منزله عملکرد دیر هنگام خواهد بود.

هر کدام از این عملکردها در ترکیب با خطاهای دیگر به عواقب مختلفی منجر خواهند داشت. شکل ۴، تابع توزیع در نظر گرفته شده برای عملکرد اپراتور، گسسته‌سازی آن و احتمال رخداد هر عملکرد را نشان می‌دهد.

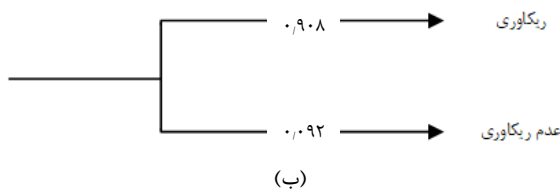
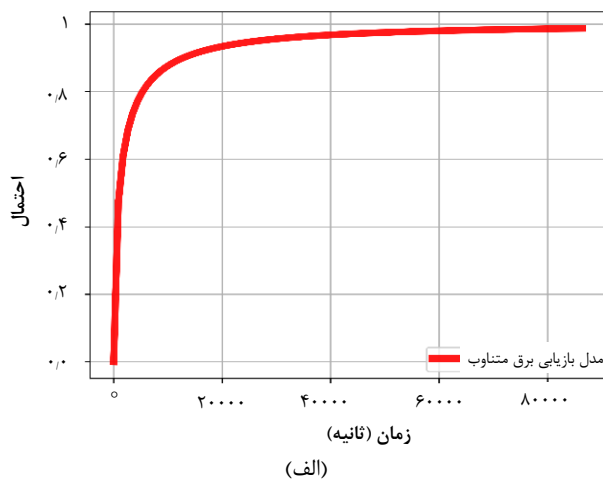


شکل ۳. گره‌بندی مدل راکتور VVER-1000/V446-1000 در کد RELAP5.

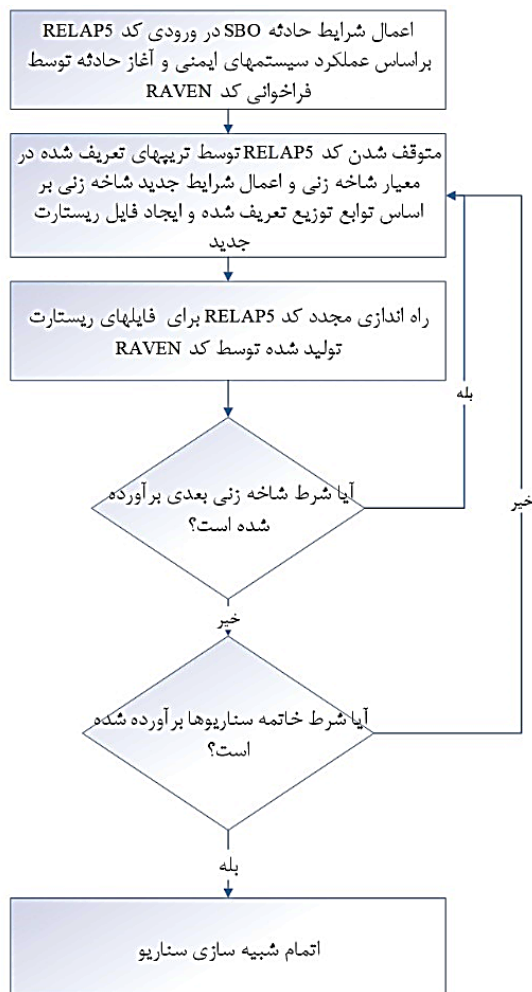
### جدول ۲. مدل خرابی سیستم‌های ایمنی [۳۱]

سیستم ایمنی	تابع توزیع	احتمال خرابی	انحراف معیار متوسط
سیستم SRD	نرمال	۹,۷۱۲e-۷	٪۱۰
سیستم PSD PRZ	نرمال	۸,۰۲۸e-۴	٪۱۰
سیستم آکومولاتور مرحله اول (سیستم YT)	نرمال	۱,۸۰۵e-۴	٪۱۰
سیستم آکومولاتور مرحله دوم (تانک‌های KWU)	نرمال	۱,۸۰۵e-۴	٪۱۰
سیستم اضطراری خنک‌کننده قلب (ECCS HPIS)	نرمال	۴,۴۷۳e-۳	٪۱۰
سیستم اضطراری خنک‌کننده قلب (ECCS LPIS)	نرمال	۶,۵۱۸e-۳	٪۱۰
سیستم اضطراری آب تغذیه (EFWS)	نرمال	۵,۱۹۴e-۳	٪۱۰





شکل ۵. مدل ریکاوری، (الف) تابع توزیع مدل ریکاوری، (ب) گسسته‌سازی مدل ریکاوری.



شکل ۶. الگوریتم ایجاد سناریوها توسط کد RAVEN.

۳.۳ پیاده‌سازی درخت رویداد دینامیکی توسط کد RAVEN همان‌طور که گفته شد، جهت توسعه درخت رویداد دینامیکی، نیاز است که دو کد RELAP5 و RAVEN به هم‌دیگر متصل شده و به‌طور هم‌زمان اجرا شوند. جهت نیل به این هدف، باید یک رابط جهت تبادل داده بین آن‌ها تهیه گردد. وظیفه رابط، تولید شاخه‌ها بر اساس مدل‌های تعریف شده می‌باشد. مازول درخت رویداد دینامیکی در کد RAVEN، به عنوان یک نمونه‌گیر پیشرفته عمل کرده و میزان احتمالات را با توجه به توابع توزیع تعریف شده محاسبه می‌نماید. به عنوان مثال، چون تعداد سیستم‌های SRD، ۴ عدد می‌باشد، ۵ حالت برای عملکرد این سیستم، شامل فعال شدن تعداد ۰، ۱، ۲، ۳، ۴ در نظر گرفته شده و احتمال وقوع هر یک با توجه به داده‌های جدول ۲ محاسبه می‌گردد.

فایل ورودی RAVEN، شامل موارد زیر می‌باشد:

- (۱) تعریف فایل‌های مورد نیاز جهت راه‌اندازی مدل RELAP5 و آدرس‌دهی آن‌ها،
- (۲) شروط اتمام سناریوها،
- (۳) لیستی از متغیرها که سبب شاخه‌زنی شده و وضعیت تریپ‌ها را در فایل ورودی RELAP5 تغییر می‌دهد،
- (۴) تولید فایل ریستارت RELAP5 برای سناریو فرزند با توجه به سناریو والد. این فایل به صورت گسترده در تولید شاخه‌ها مورد استفاده قرار می‌گیرد. مزیت این فایل‌ها در این است که نیاز نیست سناریوها، از ابتدا راه‌اندازی شوند. بلکه تنها فایل‌های ریستارت تولید شده از زمان شاخه‌زنی‌های جدید تا معیار شاخه‌زنی بعدی راه‌اندازی می‌شوند. با توجه به تعداد زیاد سناریوها، این موضوع باعث صرفه‌جویی قابل‌ملاحظه‌ای در مدت زمان مورد نیاز برای شبیه‌سازی سناریوها خواهد شد. نحوه اتصال کد RELAP5 و RAVEN و الگوریتم ایجاد سناریوها در شکل ۶ نمایش داده شده است. برای ارزیابی سناریوهای تولید شده، نیاز است که با توجه به تعداد زیاد سناریوها، سناریوهایی مورد بررسی قرار گیرند که بیش‌ترین سهم را در حادثه آسیب به قلب را دارند و فرکانس آسیب به قلب آن‌ها، بیش‌تر از  $10^{-10}$  می‌باشند. معیار آژانس برای تعیین فرکانس آسیب به قلب، حداکثر از مرتبه  $10^{-4}$  در سال می‌باشد که معیار انتخاب شده کم‌تر از معیار آژانس می‌باشد [۱].





شده‌اند. این نوع دسته‌بندی می‌تواند مقدار فرکانس آسیب به قلب برای بازه‌های ۱۰۰۰ ثانیه‌ای بعد از شروع حادثه، در دسترس باشد. از پروفایل زمانی شکل ۷ می‌توان اطلاعات زیر را استخراج نمود:

(۱) تعداد سناریوهای منجر به آسیب به قلب برای بازه‌های ۱۰۰۰ ثانیه‌ای

(۲) مقدار فرکانس آسیب به قلب برای بازه‌های ۱۰۰۰ ثانیه‌ای

(۳) بازه‌های ۱۶۰۰۰-۱۷۰۰۰، ۱۲۰۰۰-۱۳۰۰۰ و ۸۰۰۰-۹۰۰۰ بیش‌ترین تعداد سناریوهای آسیب به قلب را شامل می‌شوند.

(۴) بازه‌های ۱۶۰۰۰-۱۷۰۰۰، ۱۲۰۰۰-۱۳۰۰۰ و ۸۰۰۰-۹۰۰۰ بیش‌ترین مقدار فرکانس آسیب به قلب را شامل می‌شوند.

(۵) مهم‌ترین بازه زمانی بین ۱۶۰۰۰ تا ۱۷۰۰۰ ثانیه از لحاظ تعداد سناریوها و فرکانس آسیب به قلب می‌باشد.

(۶) سناریوی ۴۱۰۴۴، سناریویی است که زمان آسیب به قلب نسبت به بقیه سناریوها طولانی‌تر می‌باشد. (در این سناریو ۴ سیستم SRD، یک شیر ایمنی فشارنده، عملکرد زود هنگام اپراتور، تعداد ۴ سیستم هیدروآکومولاتور مرحله اول و ۴ شاخه از سیستم آکومولاتور مرحله دوم و تانک‌های KWU فعال می‌باشند.)

همان‌طور که قبلاً بیان شد، تغییرات پارامترهای فیزیکی هر سناریو در توسعه درخت رویداد دینامیکی ایجاد و در دسترس خواهد بود. شکل ۸، تغییرات زمانی مهم‌ترین پارامترهای فیزیکی را برای تعدادی از سناریوها با بالاترین مقدار فرکانس آسیب به قلب نشان می‌دهد. در این شکل، تغییرات پارامترهای فیزیکی مربوط به سناریوهایی با فرکانس رخداد بزرگ‌تر از  $(YT^{-1})$  شامل فشار خنک‌کننده در قلب، حداکثر دمای غلاف سوخت، سطح آب محفظه راکتور، نرخ جریان خنک‌کننده در قلب و سطح آب در مولدهای بخار نشان داده شده است.

یک نتیجه مهم دیگر درخت رویداد دینامیکی، ارزیابی عملکرد اپراتور است. این مورد در تحلیل استاتیکی بسیار محدود مورد بررسی قرار می‌گیرد و در خصوص حادثه SBO برای راکتور مدنظر تنها در عملکرد Feed & Bleed در نظر گرفته شده است. لیکن در تحلیل دینامیکی می‌توان آن را به‌صورت کامل مورد بررسی قرار داد. نقش اپراتور به شدت به زمان وابسته بوده و عملکردهای مختلف آن می‌تواند نتایج مختلفی در روند سناریوها داشته باشد. برای آنالیز عملکرد اپراتور در بازه‌های مختلف، کلیه سناریوهای تولیدی در درخت رویداد به سه گروه شامل (۱) عملکرد زود هنگام، (۲) عملکرد میان‌مدت، (۳) عملکرد دیر هنگام تقسیم‌بندی می‌شوند.

شروط اتمام سناریوها، هنگامی است که دمای غلاف به ۱۲۰۰ درجه سانتی‌گراد برسد و یا ۳۰۰۰۰ ثانیه از شروع حادثه گذشته باشد (شرایط خنک‌سازی پایدار قلب برقرار گردد). محدود کردن دمای غلاف به ۱۲۰۰ درجه سانتی‌گراد، به عنوان معیار پذیرش برای جلوگیری از آسیب به غلاف و شرایط حاد قلب می‌باشد. این دما توسط مطالعات انجام گرفته با توجه به مشخصات فیزیکی آلیاژ زیرکونیم به عنوان غلاف سوخت تعیین گردیده است [۳۱]. محدود کردن زمانی سناریوها، به این دلیل می‌باشد که در این مدت زمان، خنک‌سازی راکتور به حالت پایدار خواهد رسید. تعیین این زمان، بر اساس رفتار سیستم‌ها تعیین گردیده است [۳۱]. با توجه به مطالب گفته شده، سناریوهای تولید شده، می‌تواند به‌عنوان یک بانک داده از حادثه SBO در نظر گرفته شود که در ادامه به ارزیابی آن‌ها پرداخته خواهد شد.

#### ۴. نتایج و بحث

در این بخش، نتایج در دو قسمت شامل نتایج حاصل از پیاده‌سازی درخت رویداد دینامیکی و مقایسه نتایج درخت رویداد دینامیکی و استاتیکی ارائه می‌گردد.

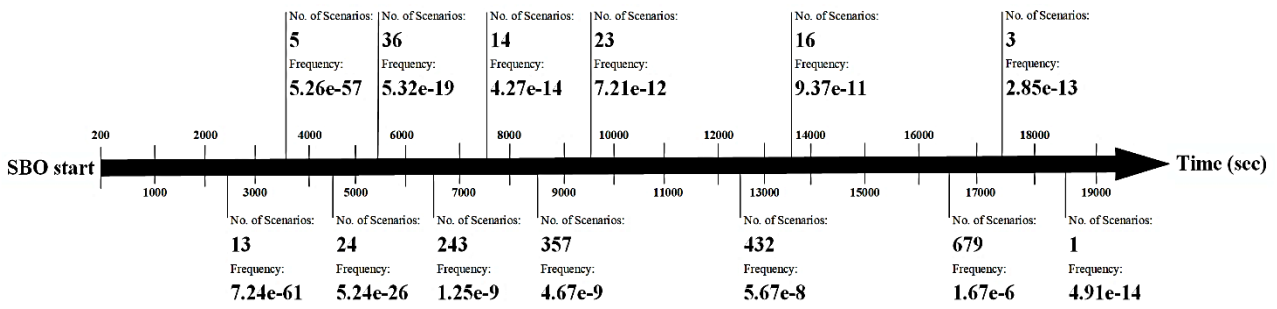
##### ۱.۴ نتایج درخت رویداد دینامیکی

با شبیه‌سازی درخت رویداد دینامیکی توسعه یافته، مقدار فرکانس آسیب به قلب برای هر سناریو و همچنین زمان وقوع آسیب به همراه تغییرات زمانی پارامترهای فیزیکی در دسترس خواهد بود.

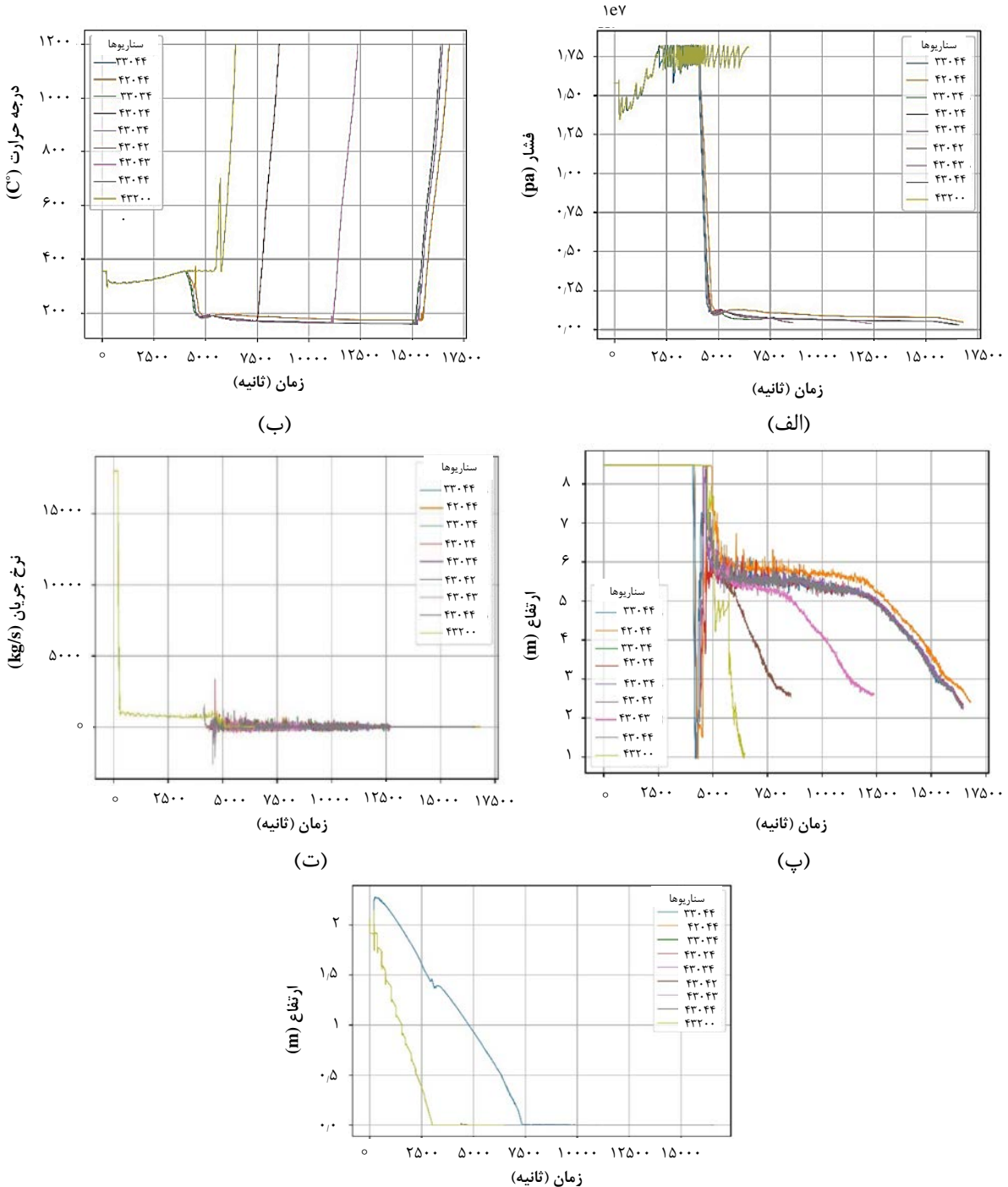
برای متمایز کردن سناریوها، از یک کد ۵ رقمی برای هر سناریو استفاده می‌شود. رقم اول، نشان‌دهنده تعداد سیستم‌های SRD فعال، رقم دوم نشان‌دهنده تعداد شیرهای باز شده ایمنی است که بر روی فشارنده تعبیه شده است، رقم سوم، نشان‌دهنده عملکرد اپراتور، که صفر نشان‌دهنده عملکرد زود هنگام، ۱، عملکرد میان‌مدت و ۲، نشان‌دهنده عملکرد دیر هنگام می‌باشد. رقم چهارم و پنجم، به ترتیب نشان‌دهنده تعداد سیستم‌های فعال هیدروآکومولاتور مرحله اول (YT) و دوم (KWU) می‌باشد.

یکی از نتایج مهم در رویکرد دینامیکی، به‌دست آوردن نمایه زمانی آسیب به قلب می‌باشد. نمایه زمانی آسیب به قلب، نمایه ایست که در آن، زمان آسیب به قلب و مقدار فرکانس آسیب به قلب مربوط به تمام سناریوها مورد بررسی قرار گرفته و بر اساس زمان آسیب به قلب، در بازه‌های ۱۰۰۰ ثانیه‌ای دسته‌بندی





شکل ۷. نمایه زمانی آسیب به قلب رآکتور به همراه مقدار فرکانس آسیب در هر بازه زمانی.



شکل ۸. تغییرات پارامترهای فیزیکی مربوط به سناریوهایی با فرکانس رخداد بزرگتر از  $(10^{-10} \text{ yr}^{-1})$  (الف) فشار خنک کننده در قلب، (ب) حداکثر دمای غلاف، (پ) سطح آب محفظه رآکتور، (ت) نرخ جریان خنک کننده در قلب و (ث) سطح آب در مولدهای بخار.



تعریف شوند. تابع ایمنی، مجموعه‌ای از عملکرد سیستم‌ها و اپراتورها را شامل می‌شود. عملکردها تنها بر پایه دو حالت بنا شده‌اند: (۱) عملکرد صحیح، (۲) عملکرد ناصحیح. هم‌چنین عملکردها به صورت منطقی فرض شده است و هیچ‌گونه تدبیر زمانی در عملکرد آنها لحاظ نشده است. جهت محاسبه احتمال رخداد توابع ایمنی، تنها احتمال خرابی با استفاده از درخت خطا مدنظر قرار گرفته است و از تأثیر فیزیکی عملکرد این توابع صرف‌نظر شده است. جدول ۳ مقایسه‌ای از معیارهای شاخه‌زنی در دو رویکرد استاتیکی و دینامیکی را نشان می‌دهد.

دو مشکل عمده آنالیز استاتیکی، این است که اولاً تعداد سناریوها و حالت‌های مورد بررسی بسیار کم و به‌صورت محافظه‌کارانه می‌باشد. دوماً تنها از عواقب سناریو و احتمال رخداد آن، اطلاعات دریافت می‌شود و زمان آسیب به قلب حاصل نمی‌شود. هم‌چنین در رویکرد دینامیکی، سناریوهایی از نظر فیزیکی می‌تواند مورد تجزیه و تحلیل قرار گیرند که در آنالیز استاتیکی نمی‌توان آن‌ها را بررسی نمود.

برای محاسبه فرکانس آسیب به قلب نیاز است که فرکانس رخداد سناریوهایی که منجر به آسیب قلب می‌شوند، با هم جمع شوند که این موضوع برای هر دو رویکرد صادق می‌باشد.

نتایج نشان می‌دهد که مقدار فرکانس آسیب به قلب توسط آنالیز استاتیکی مقدار  $3.61 \times 10^{-6}$  و برای آنالیز دینامیکی مقدار  $1.97 \times 10^{-6}$  به ازای هر سال کارکرد رآکتور می‌باشد. تعداد سناریوهای مورد بررسی قرار گرفته در رویکرد استاتیکی و دینامیکی، به ترتیب، برابر ۳۳ و ۳۱۷۰ سناریو می‌باشد. علت این تفاوت را باید در انتخاب رویدادهای رأس جستجو نمود. در رویکرد استاتیکی، معیار شاخه‌زنی‌ها و یا همان رویدادهای رأس، از توابع ایمنی استفاده شده است. توابع ایمنی، شامل مجموعه‌ای از عملکردها می‌باشد که حالت‌های مختلف شاخه‌زنی را به شدت کاهش می‌دهند. در حالی که در رویکرد دینامیکی، رویدادهای رأس، همان عملکرد سیستم‌ها و اپراتورها می‌باشد که تعداد سناریوهای تولید شده با این تعداد معیار شاخه‌زنی، بسیار بیش‌تر خواهد بود.

دیگرام زمانی مربوط به حالت‌های مختلف عملکرد اپراتور در شکل ۹ نمایش داده شده است. با مقایسه عملکرد زود هنگام، میان مدت و دیر هنگام می‌توان به نتایج زیر پی برد:

(۱) در صورت عملکرد زود هنگام اپراتور، می‌تواند طولانی‌ترین سناریو رخ دهد که زمان آسیب به قلب، بین ۱۸۰۰۰-۱۹۰۰۰ ثانیه می‌باشد.

(۲) زمان آسیب به قلب برای عملکرد زود هنگام و میان‌مدت تقریباً مشابه هم می‌باشد.

(۳) در صورت عملکرد دیر هنگام اپراتور، دمای غلاف حداکثر در بازه ۶۰۰۰-۷۰۰۰ ثانیه، به ۱۲۰۰ درجه سانتی‌گراد خواهد رسید.

سیستم‌های اضطراری خنک‌کننده قلب (ECCS) و سیستم تزریق آب تغذیه (EFWS) به ترتیب جهت خنک‌سازی مدار اول برای فشارهای مختلف کاری و مدار ثانویه هنگام ریکاوری، طراحی و در نظر گرفته شده‌اند [۳۱]. با توجه به تعداد سیستم‌های اضطراری خنک‌کننده، سناریوهای متفاوتی می‌تواند رخ دهد که روند خنک‌سازی قلب را تحت تأثیر قرار دهد. فرکانس و تعداد سناریوهای خنک‌کننده قلب و هم‌چنین دمای نهایی غلاف سوخت بعد از ریکاوری و گذشت ۳۰۰۰۰ ثانیه از حادثه SBO را می‌توان از شکل ۱۰ استخراج نمود. از شکل ۱۰، موارد زیر قابل استنتاج است:

(۱) تعداد سناریوهایی که پس از ۳۰۰۰۰ ثانیه، دمای قلب را بیش‌تر از ۱۵۰ درجه سانتی‌گراد نگه می‌دارند، برابر ۵۱ سناریو خواهد بود.

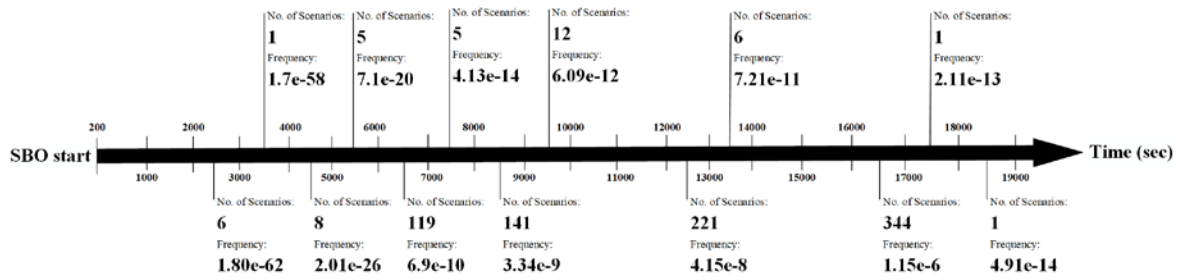
(۲) تعداد سناریوهایی که پس از ۳۰۰۰۰ ثانیه، دمای قلب را بین ۱۰۰ تا ۱۵۰ درجه سانتی‌گراد نگه می‌دارند، برابر ۴۲۸ سناریو خواهد بود.

(۳) تعداد سناریوهایی که پس از ۳۰۰۰۰ ثانیه، دمای قلب را کم‌تر از ۱۰۰ درجه سانتی‌گراد نگه می‌دارند، برابر ۸۴۵ سناریو خواهد بود.

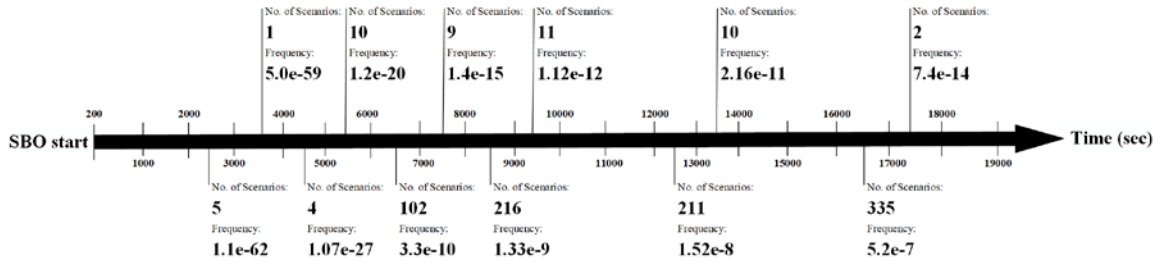
#### ۲.۴ مقایسه نتایج درخت رویداد دینامیکی و استاتیکی

همان‌طور که بیان شد، برای تدوین و پیاده‌سازی درخت رویداد استاتیکی نیاز است که توابع ایمنی جهت مقابله با حادثه SBO

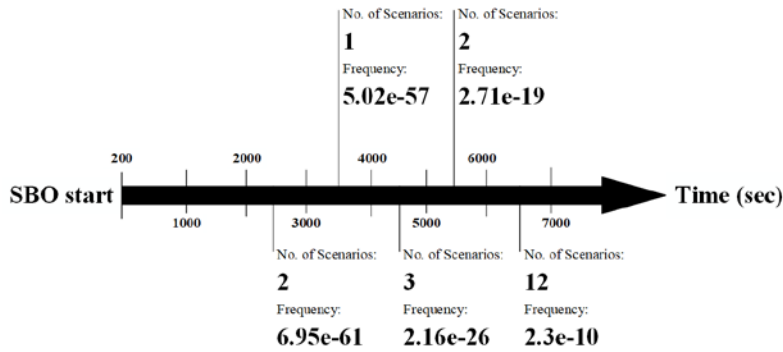




(الف)

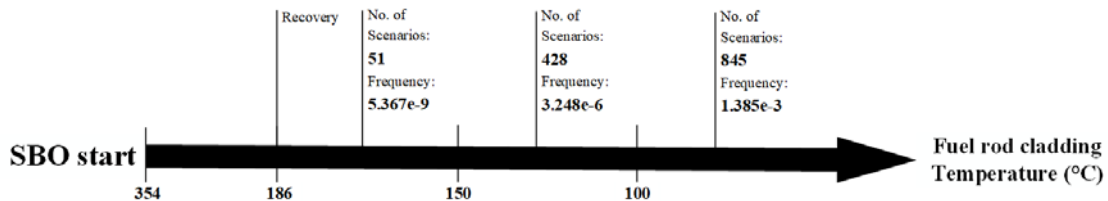


(ب)



(ج)

شکل ۹. نمایه زمانی آسیب به قلب، (الف) عملکرد زود هنگام، (ب) عملکرد میان مدت و (ج) عملکرد دیر هنگام اپراتور.



شکل ۱۰. نمایه دمایی غلاف سوخت پس از ریکواری برق نیروگاه.

جدول ۳. مقایسه معیارهای شاخه‌زنی درخت رویداد در دو رویکرد استاتیکی و دینامیکی

توابع ایمنی	رویکرد استاتیکی	رویکرد دینامیکی
SRD open	باز شدن هر چهار شیرهای BRU-A یا شیرهای ایمنی مربوط مولد بخار (۲ حالت)	در نظر گرفتن تمام شیرهای عملکردی سیستم SRD (۵ حالت)
SRD(C۴, C۳, C۲, C۱)	بسته شدن شیرها در ۴ و ۳ و ۲ و ۱ مدار (هر کدام ۲ حالت)	در نظر گرفتن تمام حالت‌ها، حالت باز نشدن هیچ کدام از سیستم‌های SRD، در نظر گرفته شده است (۵ حالت).
Feed & Bleed	باز کردن یک عدد از شیرهای فشارنده توسط اپراتور (۲ حالت)	باز شدن ۰ و ۱ و ۲ و ۳ عدد از شیرهای ایمنی فشارنده در سه حالت عملکرد زود هنگام، میان مدت، دیر هنگام (۴ حالت)
HA	تزریق هر ۴ هیدروآکومولاتورهای مرحله اول به صورت پسیو به محفظه رآکتور هنگامی که فشار مدار اولیه از ۵/۸۸ مگاپاسکال کم تر شود. (به صورت ناگهانی shoot-term) (۲ حالت)	تزریق ۰ و ۱ و ۲ و ۳ و ۴ شاخه از سیستم هیدروآکومولاتورهای مرحله اول به صورت پسیو در فشار کم تر از ۵/۸۸ مگاپاسکال (۵ حالت)
KWU	تزریق هر ۴ شاخه آکومولاتورها در مرحله دوم به صورت پسیو به مدارهای سرد و گرم در فشار کم تر از ۲/۵ مگاپاسکال به صورت Long-term (۲ حالت)	تزریق ۰ و ۱ و ۲ و ۳ و ۴ شاخه از سیستم هیدروآکومولاتورهای مرحله دوم به صورت پسیو در فشار کم تر از ۲/۵ مگاپاسکال (۵ حالت)
Operator Performance	عملکرد اپراتور در تحلیل استاتیکی در تابع ایمنی Feed & Bleed در نظر گرفته شده است.	عملکرد اپراتور در سه ناحیه عملکردی زود هنگام، میان مدت و دیر هنگام در نظر گرفته شده است (۳ حالت).
Power recovery	در نظر گرفتن Recovery بدون در نظر گرفتن زمانی خاص و مشخص	در نظر گرفتن زمان Recovery در زمان ۱۴۰۰۰ ثانیه، زمانی که موجودی تانک‌های خنک کننده روبه اتمام است و دمای غلاف افزایش پیدا خواهد کرد.



## ۵. نتیجه‌گیری

وقوع پدیده‌ها و عملکردهای ایمنی در آنالیز سطح ۲ آنالیز احتمالاتی ایمنی، توسعه این روش به آنالیز ایمنی پوش راکتور می‌تواند نقش بی‌بدیلی در توسعه و پیاده‌سازی EOPs<sup>۱</sup> و SAMG<sup>۲</sup> نیروگاه‌های هسته‌ای ایفا کند.

## مراجع

1. International Atomic Energy Agency (IAEA), *Applications of probabilistic safety assessment (PSA) for nuclear power plants*, IAEA-TECDOC-1200, VIENNA. (2001).
2. Burns III, Robert D., *WASH 1400-reactor safety study*, *Prog. Nucl. Energy*, **6 (1-3)**, 117-140 (1980).
3. R.J. Breeding, et al., *The NUREG-1150 probabilistic risk assessment for the Surry Nuclear Power Station*, *Nuclear Engineering and Design*, **135 (1)**, 29-59 (1992).
4. International Atomic Energy Agency, *Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants Specific Safety Guide*, *International Atomic Energy Agency*, (2010).
5. Nuclear Regulatory Commission (NRC), *Severe accident risks: An assessment for five US nuclear power plants*, (Nuclear Regulatory Commission, 1990).
6. Nuclear Regulatory Commission, *Guidelines for the preparation of emergency operating procedures*. Resolution of comments on NUREG-0799. No. NUREG--0899., *Nuclear Regulatory Commission*, (1982).
7. C. ACOSTA, N. SIU, *Dynamic Event Tree Analysis Method (DETAM) for Accident Sequence Analysis*. NUREG- CR-5608, U.S. *Nuclear Regulatory Commission*, (1992).
8. C. ACOSTA, N. SIU, *Dynamic Event Tree in Accident Sequence Analysis: Application to Steam Generator Tube Rupture*, *Reliab. Eng. Syst. Safety*, **41**, 135 (1993).
9. N. SIU, *Risk Assessment for Dynamic Systems: An Overview*, *Reliab. Eng. Syst. Safety*, **43**, 43 (1994).
10. C.C. Chao, C.J. Chang, *Development of a dynamic event tree for a pressurized water reactor steam generator tube rupture event*, *Nuclear Technology*, **130(1)**, 27-38 (2000).
11. Y.H.J. Chang, A. Mosleh, *Cognitive Modeling and Dynamic Probabilistic Simulation of Operating Crew Response to Complex System Accidents (Ad-IDacrew)*, *Center for Technology Risk Studies, University of Maryland, College Park, Maryland*. (1999).
12. K.S. Hsueh, A. Mosleh, *The development and application of the accident dynamic simulator (ADS) for dynamic probabilistic risk assessment of nuclear power plants*, *Reliability Engineering and System Safety*, **52**, 297 (1996).

در این مقاله، درخت رویداد دینامیکی برای حادثه SBO در راکتور VVER-1000/V446 توسط کدهای RAVEN و RELAP5 توسعه و مورد ارزیابی قرار گرفت. نتایج نشان داد که خروجی حاصل از درخت رویداد دینامیکی می‌تواند به عنوان یک پایگاه داده تلقی شود که می‌توان از آن اطلاعات مربوط به پاسخ و واکنش سیستم‌های ایمنی در برابر حادثه SBO را استخراج نمود. مهم‌ترین نتایج رویکرد دینامیکی نسبت به رویکرد استاتیکی به قرار زیر می‌باشد:

(۱) مقدار فرکانس آسیب به قلب در بازه‌های ۱۰۰۰ ثانیه‌ای پس از شروع حادثه SBO در دسترس بودن تغییرات پارامترهای فیزیکی مربوط به هر سناریو

(۳) دسته‌بندی سناریوها بر اساس عملکرد اپراتور و آنالیز عملکرد آن

(۴) بررسی عملکرد سیستم‌های تزریق اضطراری و دمای نهایی غلاف پس از ریکاوری

همچنین نتایج درخت رویداد دینامیکی می‌تواند به طراح، کارشناس ایمنی و اپراتور فهم عمیقی از روند سناریوها بر اساس حالت‌های مختلف عملکردی سیستم‌ها و زمان آسیب به قلب در صورت عدم ریکاوری انتقال دهد و عملکرد اپراتور را در برابر حادثه بهبود بخشد. نتایج نشان داد که تعداد کل سناریوهای تولید شده در رویکرد دینامیکی برابر ۳۱۷۰ سناریو بود که از آن تعداد ۱۸۴۶ سناریو منجر به آسیب قلب گردید. مقدار فرکانس آسیب به قلب محاسبه شده توسط رویکرد دینامیکی برابر  $۱۰^{-۶} \times ۱,۹۷$  به ازای هر سال کارکرد راکتور می‌باشد. در حالی که تعداد سناریوهای تولید شده و فرکانس آسیب به قلب در رویکرد استاتیکی، به ترتیب برابر ۳۳ سناریو و  $۱۰^{-۶} \times ۳,۶۱$  به ازای هر سال کارکرد راکتور می‌باشد.

در خصوص زمان عملکرد اپراتور، نتایج نشان داد که در صورت عملکرد دیر هنگام، حداکثر دمای غلاف در بازه زمانی ۶۰۰۰-۷۰۰۰ ثانیه به مقدار ۱۲۰۰ درجه سانتی‌گراد می‌رسد. برای عملکرد زود هنگام و میان مدت اپراتور، نتایج حاصل شده تقریباً با هم مشابه خواهد بود، با این تفاوت که در عملکرد میان مدت، فشار محفظه راکتور افزایش بیشتری را تجربه خواهد کرد.

در نهایت نتایج حاصل از این تحقیق توانایی رویکرد دینامیکی را در ارزیابی جامع سناریوهای ناشی از وقوع رویداد آغازگر SBO در راکتور VVER-1000/V446 در آنالیز سطح ۱ ایمنی نشان داد. با توجه به عدم قطعیت‌های موجود در

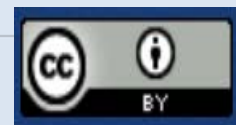
1. Emergency Operating Procedures (EOP)  
2. Severe Accident Management Guide (SAMG)  
*Journal of Nuclear Science and Technology*



13. M. Hakobyan, et al., *Dynamic generation of accident progression event trees*, *Nuclear Engineering and Design*, **12**, 238 (2008).
14. Z.K. Jankovsky, et al., *Extension of the ADAPT Framework for Multiple Simulators*, (Sandia National Laboratory, United States, 2016).
15. Z.K. Jankovsky, et al., *Dynamic Importance Measures in the ADAPT Framework*, (Sandia National Laboratory, United States, 2016).
16. Z.K. Jankovsky, et al., *Conditional Tree Reduction in the ADAPT Framework*, (Sandia National Laboratory, United States, 2016).
17. T.A. Wheeler, et al., *Nuclear Power Plant Cyber Security Discrete Dynamic Event Tree Analysis*, (Sandia National Laboratory, United States, 2017).
18. V. Rychkov, et al., *ADAPT-MAAP4 coupling for a dynamic event tree study*, *International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis*, **1**, 140 (2015).
19. A. Alfonsi, et al., *Dynamic event tree analysis through Raven*, *Proceedings of ANS PSA 2013 International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis*, (2013).
20. C. Picoco, et al., *Coupling of RAVEN and MAAP5 for the dynamic event tree analysis of nuclear power plants*, *The Second International Conference on Engineering Sciences and Technologies*, (2017).
21. A. Alfonsi, et al., *RAVEN: Development of the adaptive dynamic event tree approach*, *Tech. Rep. INL/MIS-14-33246*, Idaho National Laboratory (INL), (2014).
22. A. Alfonsi, et al., *RAVEN: Dynamic Event Tree Approach Level III Milestone*, No. INL/EXT-13-30332, Idaho National Laboratory (INL), (2013).
23. A. Alfonsi, et al., *Hybrid Dynamic Event Tree sampling strategy in RAVEN code*, *Proceedings of International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment*, 26 (2015).
24. A. Alfonsi, Andrea, et al., *RAVEN and dynamic probabilistic risk assessment: Software overview*, *Proceedings of ESREL European Safety and Reliability Conference*, (2014).
25. A. Alfonsi, et al., *Raven theory manual*, No. INL/EXT-16-38178. Idaho National Lab. (INL), Idaho Falls, ID (United States), (2016).
26. A. Alfonsi, et al., *RAVEN theory manual and user guide*, Idaho National Laboratory, Idaho Falls (2017).
27. International Atomic Energy Agency, *Design of Electrical Power Systems for Nuclear Power Plants*, IAEA Safety Standards Series No. SSG-34, IAEA, Vienna (2016).
28. International Atomic Energy Agency (IAEA). *Design Provisions for Station Blackout at Nuclear Power Plants*, IAEA-TECDOC-1770, VIENNA. (2015).
29. International Atomic Energy Agency, *Accident Management Programs for Nuclear Power Plants*, IAEA Safety Standards Series No. SSG-54, IAEA, Vienna (2019).
30. International Atomic Energy Agency (IAEA), *The final safety analysis report of BNPP's VVER-1000 reactor*, *Accident Analysis*, Moscow. Chapter 15, (2015).
31. International Atomic Energy Agency (IAEA), *Probabilistic safety assessment of BNPP's VVER-1000 reactor*, Ministry of Russian Federation of Atomic Energy (2014).
32. International Atomic Energy Agency, *The Fukushima Daiichi Accident*, IAEA, Vienna, (2015).
33. Z. Tabadar, et al., *Probabilistic safety assessment of portable equipment applied in VVER-1000/V446 nuclear reactor during loss of ultimate heat sink accident for stress test program development*, *Progress in Nuclear Energy*, **117**, 103101 (2019).
34. A. Pirouzmand, et al., *Safety analysis of LBLOCA in BDBA scenarios for the Bushehr's VVER-1000 nuclear power plant*, *Progress in Nuclear Energy*, **88**, 231 (2016).
35. Z. Tabadar, et al., *Thermal-hydraulic modeling for deterministic safety analysis of portable equipment application in the VVER-1000 nuclear reactor during loss of ultimate heat sink accident using RELAP5/MOD3. 2 code*, *Annals of Nuclear Energy*, **127**, 53 (2019).
36. M. Jabbari, et al., *The safety improvement of VVER-1000 NPP against SBO accident using portable air-cooled diesel generator*, *Annals of Nuclear Energy*, **139**, 107225 (2020).
37. A. Ghasemi, et al., *Investigation of core meltdown phenomena and radioactive materials release in VVER-1000/V446 nuclear reactor at severe accident condition due to LBLOCA along SBO*, *International Journal of Energy Research*, **44**, 10, 8113 (2020).
38. D. Gertman, et al., *The SPAR-H human reliability analysis method*, *US Nuclear Regulatory Commission*, **230**, 35 (2005).
39. S. Rodgers, et al., *Integrated power recovery using Markov modeling*, *Journal of Engineering for Gas Turbines and Power*, **133**, 11 (2011).

**COPYRIGHTS**

©2021 The author(s). This is an open access article distributed under the terms of the Creative Commons Attribution (CC BY 4.0), which permits unrestricted use, distribution, and reproduction in any medium, as long as the original authors and source are cited. No permission is required from the authors or the publishers.



استناد به این مقاله

محمد اسماعیل امیرسلطانی، احمد پیروزمند، محمدرضا نعمت‌اللهی (۱۴۰۱)، مقایسه درخت رویداد استاتیکی و دینامیکی حادثه از دست رفتن کامل برق (SBO) در نیروگاه هسته‌ای VVER-1000/V446، ۱۰۱، ۱۳۳-۱۴۶

DOI: 10.24200/nst.2022.1455

Url: [https://jonsat.nstri.ir/article\\_1455.html](https://jonsat.nstri.ir/article_1455.html)

