



تخمین فرکانس حادثه از دست رفتن منبع برق خارج سایت به نیروگاه هسته‌ای ناشی از حوادث با منشأ در شبکه انتقال

شهاب‌الدین کامیاب^{۱،۲}، فرامرز یوسف‌پور^{۳*}، محمدرضا نعمت‌اللهی^۲

۱. دانشکده مهندسی مکانیک، دانشگاه شیراز، صندوق پستی: ۷۱۹۳۶۱۶۵۴۸، شیراز - ایران

۲. مرکز تحقیقات ایمنی دانشگاه شیراز، صندوق پستی: ۷۱۹۳۶۱۶۵۴۸، شیراز - ایران

۳. پژوهشکده رآکتور و ایمنی هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی، صندوق پستی: ۱۱۳۶۴-۳۴۸۶، تهران - ایران

*Email: fyousefpoor@aeoi.org.ir

مقاله‌ی پژوهشی

تاریخ دریافت مقاله: ۹۹/۶/۸ تاریخ پذیرش مقاله: ۹۹/۹/۳

چکیده

با توجه به سهم قابل توجه Grid Related-LOOP (GR-LOOP) در فرکانس ذوب قلب نیروگاه‌های هسته‌ای، این تحقیق یک روش ترکیبی جهت شناسایی سناریوهای پساخطای منجر به آن در شبکه ارایه می‌نماید. در این روش، دنباله‌های مدل ارزیابی احتمالاتی ریسک با توجه به نتایج شبیه‌سازی پایداری گذرای سناریوهای پس از خطای اتصال کوتاه- سه‌فاز در شبکه انتقال متصل به نیروگاه هسته‌ای، شناسایی و فرکانس وقوع‌شان تخمین زده می‌شود. در این مقاله، با توسعه بیش از ۲۴۸۲ دنباله احتمالاتی و شبیه‌سازی ۴۰۸ سناریوی پساخطا برای هر نیروگاه هسته‌ای، فرکانس GR-LOOP در سه نیروگاه موجود، با فرض وضعیت پیش‌خطای شبکه، مقادیر ۵.۸۷×10^{-4} ، ۶.۲۵×10^{-4} و ۸.۶۰×10^{-4} در سال کاری محاسبه شده است. بر اساس نتایج، وقوع GR-LOOP برای نیروگاه هسته‌ای نمی‌تواند مستقل از پارامترهای شبکه انتقال نظیر طراحی اجزا، پخش بار و پیکربندی پیش‌خطای آن بررسی شود. عدم قطعیت ناشی از به‌کارگیری فرکانس متوسط عام GR-LOOP در ارزیابی ریسک، با توجه به عامل فوق و تفاوت احتمالات و دنباله‌های GR-LOOP برای نیروگاه‌های هسته‌ای در نقاط مختلف شبکه، قابل تأمل می‌باشد. با توجه به ناکارآمدی سایر روش‌های ارزیابی قابلیت‌اطمینان شبکه از یک سو و مزایای روش PSA از سویی دیگر، روش ترکیبی حاضر علاوه بر محاسبه فرکانس GR-LOOP، می‌تواند برای شناسایی ساختاریافته نقاط ضعف طراحی و اولویت‌بندی وضعیت‌های اضطراری، استفاده شود. ب، اگرچه، توسعه دقیق‌تر جزئیات مدل‌سازی و ابزارهای محاسباتی برای بهبود آن ضروری است.

کلیدواژه‌ها: Grid-related LOOP، ارزیابی احتمالاتی ریسک، شبیه‌سازی پایداری گذرا، سناریوی پساخطا

Estimation of the frequency of occurrence for grid-related loss of offsite power (GR-LOOP) to a nuclear power plant

Sh. Kamyab^{1,2}, F. Yousefpoor^{3*}, M. Nematollahi^{1,2}

1. School of Mechanical Engineering, Shiraz University, P.O.Box: 7193616548, Shiraz - Iran

2. Safety Research Center of Shiraz University, P.O.Box: 7193616548, Shiraz - Iran

3. Nuclear Safety and Reactor Research School, Nuclear Science and Technology Research Institute, AEOI, P.O.Box: 11364-3486, Tehran - Iran

Research Article

Received 29.8.2020, Accepted 23.11.2020

Abstract

According to the safety analyses, GR-LOOP holds the most significant contribution in the Core Damage Frequency of Nuclear Power Plants. Since this, in turn, depends on the GR-LOOP frequency of occurrence, an analytical method is presented to identify and evaluate the post-fault GR-LOOP scenarios. The probabilistic module of the hybrid method develops the post-fault sequences regarding the response of the line distance protection to 3-phase short circuit faults. Then, GR-LOOP consequences and frequency are identified by interpretation of the relevant parameters from the transient stability simulations of the post-fault (3Ph-SC) grid behavior. GR-LOOP frequency is estimated as 5.87E-04, 6.25E-04, and 8.60E-04/ (reactor-year) for three NPPs in New England Test System grid as a case study. To this end, 2482 probabilistic sequences and 408 dynamic post-fault scenarios were evaluated for each NPP. The results indicate that GR-LOOP occurrence depends on the real-time values of grid parameters, including the components specifications, pre-fault load flow quantities, and network configuration. Furthermore, the observed difference amongst the GR-LOOP sequences for differently-located NPPs in the grid questions the uncertainty of using mean generic frequencies. Regarding the inapplicability of the existing grid reliability assessment approaches, the hybrid method is recommended as an alternative for GR-LOOP evaluation. Besides, it can reveal the design weaknesses and prioritize the operational tasks via the competitive benefits of employing PSA techniques. Albeit, more precision needs more modifications in both modeling and calculation details, which, in turn, increases the complexity.

Keywords: Grid-Related LOOP, Probabilistic Risk Assessment, Transient Stability Simulation, Post-Fault

Journal of Nuclear Science and Technology

Vol. 99, No 2, 2022, P 76-85

مجله علوم و فنون هسته‌ای

جلد ۹۹، شماره ۱، بهار ۱۴۰۱، ص ۷۶-۸۵



۱. مقدمه

است. از این‌رو، این‌گونه به نظر می‌رسد که به واسطه‌ی تأثیر وضعیت حاضر شبکه پیش‌خطا بر نوع رفتار پساخطای آن و در نتیجه وقوع یا عدم وقوع GR-LOOP، تجدیدنظر در استفاده از روش‌های مبتنی بر روش‌های آماری، به خصوص برای کشورهای نظیر ایران، که سابقه قابل‌توجهی در زمینه داده‌های بهره‌برداری نیروگاه هسته‌ای در شبکه ندارند، حیاتی به نظر می‌رسد.

امروزه، در مطالعات حوزه مدیریت وضعیت‌های غیرمعمول در شبکه‌های قدرت، از نتایج و شاخص‌های احتمالاتی به عنوان مکمل معیارهای قطعی استفاده می‌شود [۱۰]. صرف‌نظر از تنوع روش‌های تحلیلی بررسی قابلیت اطمینان شبکه قدرت در سطح تولید و انتقال، پیچیدگی ذاتی و گستردگی شبکه برق موجب دشواری مطالعات حوزه قابلیت اطمینان شبکه می‌شود [۱۱]. به‌علاوه، فرضیات مستتر و حوزه کاربرد تخصصی هر یک، امکان به‌کارگیری این روش‌ها را در مطالعات مربوط به GR-LOOP به مراتب محدود کرده و نیاز به توسعه روشی ساختاریافته تحلیلی جهت این مطالعات را نشان می‌دهد [۱۲]. به عنوان مثال، اندیس‌های متداول برای بخش تولید نظیر شاخص احتمال از دست رفتن بار یا انرژی یا شاخص انرژی تأمین نشده (LOLP, LOLE, ENS) جهت ارزیابی قابلیت اطمینان کارکردی ویژه در بخشی از شبکه استفاده می‌شوند و قابلیت تعمیم به محاسبات احتمال فروپاشی شبکه و وقوع GR-LOOP را ندارند.

در روش ارائه‌شده توسط ولکانوسکی و همکاران [۱۳]، اگرچه، فرکانس وقوع GR-LOOP در شبکه پساخطا، با تولید درخت نقص برای رویدادهای بالایی از دست رفتن مسیرهای توان‌رسانی به نقاط مصرف محاسبه می‌شود، اما به تحلیل حالت ماندگار شبکه اکتفا شده است. همین ضعف، کمابیش، در سایر پژوهش‌های مشابه نیز مشاهده می‌شود که از اعتبار نتایج به سبب نادیده گرفتن رفتار حالت گذرای سیستم قدرت در پاسخ به خطاهای منجر به خاموشی گسترده در شبکه و وقوع GR-LOOP می‌کاهد.

در روش‌های مبتنی بر انجام شبیه‌سازی مونت کارلو جهت تعیین وضعیت شبکه در هر لحظه پساخطا، هم امکان بررسی ساختارمند تعداد کافی از دنباله‌های پساخطا در شبکه وجود ندارد و بسیار وقت‌گیر است (نظیر [۱۴]).

هم‌چنین، روش هارلا و پیش از آن یوگ، که از ترکیب روش‌های احتمالاتی و نتایج شبیه‌سازی برای شناسایی و توسعه سناریوهای منجر به خاموشی در شبکه استفاده می‌کند [۱۵]، به دلیل تفاوت سناریوهای منجر به GR-LOOP در هر نیروگاه

با در نظر گرفتن لزوم تأمین توان الکتریکی برای تداوم برداشت حرارت حتی پس از وقوع حادثه و خاموشی رآکتور هسته‌ای از یک‌سو، و هم‌چنین بر اساس تجربیات حوادث رخ داده نظیر حادثه فوکوشیما از سوی دیگر [۱]، حادثه قطع برق کامل به نیروگاه (SBO) می‌تواند به عنوان وخیم‌ترین حادثه از لحاظ فرکانس رخداد و شدت پیامدهایش مطرح می‌گردد. سهم حادثه LOOP و SBO- به عنوان برجسته‌ترین پیامد آن در ریسک کلی بر اساس یافته‌های تحلیل PSA^۱ [۱، ۲]، برای رآکتورهای APWR، EPR، بوشهر و IR-۳۶۰ بالغ بر ۴۰٪ می‌باشد [۳]. بر این اساس، ضوابط ایمنی هسته‌ای، نظیر RG۱/۱۵۵ و GDC۱۷ بر اهمیت قابلیت اطمینان و چگونگی تأمین توان از خطوط انتقال به نیروگاه، تأکیدی مضاعف داشته‌اند [۴].

مقدار نهایی CDF ناشی از LOOP و به طور کلی CDF ناشی از رخدادهای آغازگر در هر دو حالت کارکرد عادی و خاموشی، به مقدار فرکانس LOOP بسیار حساس است [۵]. تغییر بیش‌ترین و کم‌ترین CDF با احتساب مقادیر متفاوت برگرفته از منابع عمومی موجود برای فرکانس LOOP، در برخی نیروگاه‌ها^۲ ۴۵۷٪ است، که ناشی از تنوع مقادیر متوسط عام موجود برای LOOP، از لحاظ تعریف، شیوه دسته‌بندی رخدادها و رویدادشماری، منابع و پایگاه‌های داده‌ای مورد تحلیل است [۶].

مطالعات آماری موجود برای دسته‌بندی ارائه شده در NUREG/CR-۶۸۹۰ [۷] دلالت بر سهم عمده خطاهای با منشأ وقوع در شبکه انتقال متصل به نیروگاه هسته‌ای، در میان سایر خطاهای در فرکانس وقوع LOOP دارد. براساس آمار ارائه شده توسط این مرجع، برای فرکانس کلی رخداد LOOP برای نیروگاه هسته‌ای در حالت کارکرد عادی ($10^{-2} \times 3.59$ بر سال)، سهم ناشی از Grid-Related، ۵۱٫۸٪ می‌باشد.

فارغ از نااطمینانی داده‌ای^۳، مطالعه و تحلیل داده‌های مربوطه، برای شبکه‌های دارای تجربه کارکردی طولانی‌مدت و تعداد زیاد نیروگاه هسته‌ای نظیر آمریکا، امکان‌پذیر است [۸]. در شبکه‌های برق نسبتاً نو از لحاظ تولید هسته‌ای، مقادیر فرکانس رویدادهای آغازگر، نظیر LOOP از منابع عام^۴ سایر شبکه‌ها و با فرض قابلیت تعمیم آن‌ها استخراج می‌شوند. به سبب تفاوت شرایط بهره‌برداری شبکه، رویدادهای محتمل و تجهیزات متفاوت حفاظتی و کنترلی، مسأله اعتبار استفاده از داده‌های مربوط به سایر شبکه‌ها در شبکه مدنظر، و عدم قطعیت ناشی از آن در محاسبات ریسک، همواره مطرح بوده

1. Probabilistic Risk Analysis
2. EPR, APWR, BNPP و IR-360
3. Data Uncertainty
4. Generic Data

5. ENS: Energy Not Supplied, LOLP: Loss of Load Probability, LOLE: Loss of Load Expectation
Journal of Nuclear Science and Technology



محاسبه فرکانس $GR-LOOP^2$ ، به این روش، روش ترکیبی اطلاق شده است.

جهت راستی‌آزمایی و اعمال این روش، شبکه متداول New England Test System، که شامل ۹ گره تولید توان و ۳۴ خط انتقال میان ۳۸ پست مربوطه می‌باشد، انتخاب و تغییرات لازم بر آن اعمال شده است. محل ۳ نیروگاه هسته‌ای، $G^{\circ 3}$ ، $G^{\circ 8}$ ، $G^{\circ 9}$ ، و پست‌های نیروگاهی مربوطه، به ترتیب با استفاده از رنگ‌های قرمز، آبی و سبز، در شکل ۲ مشخص شده است.

برای شبکه مدنظر با ظرفیت تولید ۲۲۴۰۰ مگاوات و ۱۶۸۰۰ مگاوار راکتیو و راکتیو، وضعیت تثبیت‌شده تولید و تقاضای بهره‌برداری لحظه‌ای پیش از وقوع خطا در شبکه، به ترتیب ۶۴۴۶ مگاوات و ۸۲۷ مگاوار، و ۶۴۱۷ مگاوات و ۱۴۴۵ مگاوار، به ترتیب، برای تولید و مصرف اکتیو و راکتیو می‌باشد. این سطح بارگذاری فرضی برای اجتناب از تعمیم نتایج بسیار سخت‌گیرانه مربوط به حالات پرباری یا کم‌باری شبکه اتخاذ شده است.

۱.۲ ماژول احتمالاتی

هدف نهایی این ماژول (بلوک تحلیلی)، شناسایی و محاسبه فرکانس وقوع همه دنباله‌های منجر به $GR-LOOP$ برای هر نیروگاه می‌باشد. بدین‌منظور، رفتار گذرای شبکه در پاسخ به خطای سه‌فاز اتصال کوتاه^۳ بر خطوط انتقال با بهره‌گیری از روش PSA مدل‌سازی می‌شود. در توسعه درختان رویداد، رخداد آغازگر وقوع خطای اتصال کوتاه سه‌فاز در نقاط مختلف خط انتقال، و هر یک از گره‌ها (رویدادها)ی بالایی^۴، پاسخ مرتبط بخش‌های مختلف سیستم حفاظت فاصله خط انتقال هستند. بنابراین، هر دنباله نهایی خطا، در واقع، مجموعه‌ای از عملکردهای موفق یا ناموفق اجزای مختلف سیستم حفاظت فاصله خط انتقال در پاسخ به رویداد اولیه خطای سه‌فاز می‌باشد. علت انتخاب خطای سه‌فاز، پیامد بسیار وخیم‌تر آن در مقایسه با سایر خطاهای محتمل است، اگرچه خطاهای تک‌فاز عموماً از جهت فرکانس وقوع، بیش‌تر از خطاهای سه‌فاز رخ می‌دهند. به علاوه، برای مطابقت بیش‌تر مدل‌سازی با روند پیشرفت حوادث مشابه در تاریخچه‌های موجود در منابع مربوطه (نظیر [۱۶])، خطای سه‌فاز انتخاب شده است، اگرچه روش ارزیابی شده در صورت نیاز قابل تعمیم به همه انواع خطاهای محتمل در شبکه انتقال برق می‌باشد. درخت رویداد مدنظر در شکل ۳ نمایش داده شده است.

هسته‌ای متصل به شبکه با سناریوهای منجر به خاموشی در همان شبکه، نمی‌تواند مورد استفاده قرار گیرد.

در بررسی‌های انجام شده، روش‌های متنوع ارائه‌شده دیگری که قابلیت اطمینان شبکه برق را از جنبه‌های گوناگون کفایت و امنیت^۱ بررسی نموده‌اند، فاقد عمومیت کافی و تناسب لازم با اهداف این تحقیق هستند. بنابراین، در این تحقیق، روشی ترکیبی و ساختاریافته جهت شناسایی، توسعه و محاسبه فرکانس وقوع سناریوهای منجر به $GR-LOOP$ ، با در نظر گرفتن رفتار دینامیک و گذرای پساخطای شبکه، تشریح خواهد شد. بدین‌منظور، پس از مقدمه ارائه‌شده، در بخش روش‌شناسی (بخش ۲)، هر دو بلوک تحلیل احتمالاتی و شبیه‌سازی قطعی تشریح شده، و یک نمونه جهت شناسایی و محاسبه دنباله‌های $GR-LOOP$ در شبکه اعمال خواهد شد. سپس، در بخش نتایج (بخش ۳)، علاوه بر محاسبه فرکانس $GR-LOOP$ ، سایر نتایج میانی احتمالاتی و قطعی، و تفاسیر مربوطه نیز ارائه خواهند گردید. در انتها، بخش جمع‌بندی (بخش ۴)، علاوه بر چکیده روش‌ها و نتایج، پیشنهادات و حوزه‌های پیش‌رو جهت توسعه و بهره‌گیری کاربردی از روش مذکور را ارائه خواهد نمود.

۲. روش انجام

شمای عملیاتی شکل ۱، فرایند کلی محاسبه فرکانس وقوع $GR-LOOP$ در اثر وقوع خطا در خطوط انتقال شبکه متصل به نیروگاه هسته‌ای را نمایش می‌دهد. براساس فلوجارت، ابتدا وضعیت اولیه (پیش‌خطای) شبکه مورد بررسی از لحاظ پیکربندی و پخش‌بار (تقاضا و تولید) تعیین و مدل‌سازی می‌شود. در مدل مذکور، سیستم حفاظت دیستانس خطوط انتقال، سیستم‌های حفاظتی و کنترلی واحدهای تولید توان نظیر AVR و Governor نیز تعبیه می‌گردد. سپس، تحلیل $GR-LOOP$ برای هر نیروگاه هسته‌ای با انتخاب یکی از خطوط انتقال آغاز می‌گردد. در ادامه، بلوک تحلیل احتمالاتی، همه دنباله‌های پساخطا را با توجه به پاسخ حفاظت فاصله خط به هر خطای سه‌فاز اتصال کوتاه بر نقاط مختلف آن، تولید می‌کند. مدل احتمالاتی که از روش درخت رویداد و درختان نقص برای شناسایی دنباله‌های پساخطا استفاده می‌کند در بخش ۱.۲ به تفصیل توضیح داده خواهد شد.

سپس، پارامترهای از پیش تعیین شده در نتایج حاصل از بلوک تحلیل قطعی (شبیه‌سازی دینامیکی)، جهت شناسایی دنباله‌های منجر به $GR-LOOP$ از میان کلیه دنباله‌های توسعه داده شده در مدل احتمالاتی، تفسیر می‌شوند. جزئیات ماژول قطعی در قسمت ۲.۲ تشریح شده است. در انتها، با تجمیع نتایج ماژول‌های قطعی و احتمالاتی، فرکانس وقوع $GR-LOOP$ محاسبه می‌شود. با توجه به لزوم تجمیع نتایج مدل‌های تحلیل احتمالاتی و شبیه‌سازی دینامیکی جهت

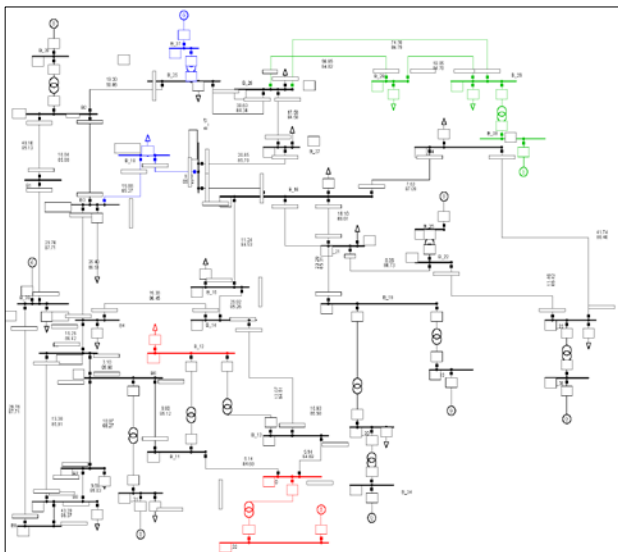
2. Hybrid Frequency Assessment Method for GR-LOOP

3. Short Circuit Three Phase Fault

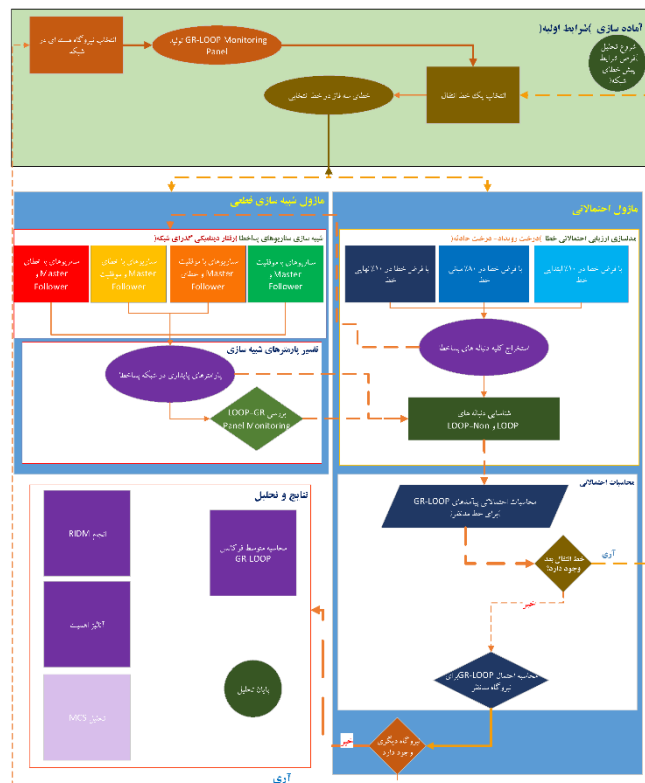
4. Top Events

1. Adequacy and Security





شکل ۲. شبکه New England Test System برای شبیه‌سازی (نمایش محل نیروگاه‌های هسته‌ای و پست‌های رزرو آن‌ها با تغییر رنگ).



شکل ۱. شمای عملیاتی روش تحلیل ترکیبی محاسبه فرکانس GR-LOOP.

در ادامه، در مازول شبیه‌سازی قطعی، پاسخ حفاظت فاصله از دو پست انتهایی هر خط انتقال، به عنوان سریع‌ترین پاسخ سیستم حفاظت شبکه به خط شبیه‌سازی می‌شود. نخستین زون، یا به‌طور کلی هر الگوی قطع آبی در حفاظت فاصله در واقع وظیفه دارد در صورت عدم رفع آبی خط، آن‌را از شبکه پاک‌سازی کند. در صورت عدم عملکرد حفاظت آبی، حفاظت‌های پشتیبان تعریف شده در زون‌های بعدی با عملکرد تأخیری، خطا را از شبکه پاک کرده تا قسمت‌های سالم‌مانده آن از آسیب‌های خطای ایجادشده مصون بمانند.

درخت رویداد فعلی، برای پاسخ حفاظت فاصله از پست‌های دو طرف یک خط انتقال بلند، به خطای سه‌فاز اتصال کوتاه در میانه آن توسعه داده شده است. جهت حفظ رویکرد محافظه‌کارانه در عین پرهیز از پیچیدگی‌های مدل‌سازی با تأثیرات ناچیز، آرایش پست‌های انتهایی به صورت تک‌شین- تک مدارشکن فرض شده است. بدیهی‌است افزایش پیچیدگی طراحی و آرایش پست‌ها تنها بر مدل احتمالاتی تأثیر خواهد داشت و این ساده‌سازی مهندسی، در راستای دستیابی به هدف پژوهش که در واقع ارایه و صحت‌سنجی یک روش ترکیبی می‌باشد، قابل پذیرش است.

10% Short Circuit at the End of L2-5	Instantaneous Trip via the ROTT Scheme	Delayed Trip via the Zone's Instantaneous Trip via the ROTT Scheme	Master Side Circuit Breaker	Master Side Breaker Failure Relay	Failure Relay	Failure Relay	Failure Relay	Failure Relay	Failure Relay	No.	Freq.	Conseq.
										1	7.13E-03	NO-LOOP,MFF
										2	1.57E-04	NO-LOOP,MFF
										3	1.74E-05	NO-LOOP,MFF
										4	5.27E-05	NO-LOOP,MFF(FNOT)
										5	1.74E-05	NO-LOOP,MFF
										6	4.27E-08	NO-LOOP,MFF
										7	1.29E-10	NO-LOOP,MFF(FNOT)
										8	5.27E-08	LOOP,MPNOT,F
										9	1.29E-10	LOOP,MPNOT,F
										10	3.90E-13	NO-LOOP,MPNOT,F(FNOT)
										11	6.44E-08	NO-LOOP,MFF(FNOT)
										12	1.57E-10	NO-LOOP,MFF(FNOT)
										13	4.78E-13	NO-LOOP,MPNOT,F(FNOT)
										14	1.76E-05	NO-LOOP,M2F
										15	4.31E-08	NO-LOOP,M2F
										16	1.30E-10	NO-LOOP,M2F(FNOT)
										17	4.31E-08	NO-LOOP,M2F
										18	1.06E-10	NO-LOOP,M2F
										19	3.19E-13	NO-LOOP,IM2NOT,F(FNOT)
										20	1.30E-10	LOOP,IM2NOT,F
										21	3.19E-13	LOOP,IM2NOT,F
										22	9.65E-16	NO-LOOP,IM2NOT,F(FNOT)
										23	6.44E-08	NO-LOOP,M2,F(FNOT)
										24	1.57E-10	NO-LOOP,M2,F(FNOT)
										25	4.78E-13	NO-LOOP,IM2NOT,F(FNOT)
										26	6.44E-08	LOOP,IM2NOT,F
										27	1.57E-10	LOOP,IM2NOT,F
										28	4.78E-13	NO-LOOP,IM2NOT,F(FNOT)
										29	5.61E-13	NO-LOOP,IMNOT,F(FNOT)

شکل ۳. درخت رویداد مربوط به پاسخ حفاظت فاصله به خطای اتصال کوتاه سه‌فاز در ۱۰٪ انتهای خط ۲۵-۱۲ (برای آرایش تک‌شین- تک مدارشکن).



۲.۲ مازول شبیه‌سازی قطعی

جهت تعیین دنباله‌های منجر به GR-LOOP (یا NO-LOOP)، به عنوان وضعیت پساخطای ناشی از پاسخ حفاظت فاصله خط به خطای سه‌فاز اتصال کوتاه، سناریوهای مربوطه در مدل دینامیکی شبیه‌سازی شده، و نتایج مربوطه، پایش و تفسیر می‌شوند.

سناریوها برای هر گروه دنباله‌های احتمالاتی مشابه از لحاظ پاسخ حفاظت فاصله، تعریف می‌شوند. به عنوان مثال، یک سناریوی شبیه‌سازی می‌تواند شامل همه دنباله‌های ناشی از ترکیب عملکرد موفق سیستم حفاظتی از پست فرمان‌ده (Master) و عدم موفقیت حفاظت از پست فرمانبر (Follower)، برای یک خطای مشخص اتصال کوتاه سه فاز در ۸۰٪ میانی خط انتقال باشد. بر این اساس، برای هر درخت رویداد، چهار دسته و در نتیجه، برای هر خط انتقال، ۱۲ دسته متفاوت سناریو مدل‌سازی شده است. مجموع سناریوهای شبیه‌سازی شده برای هر نیروگاه هسته‌ای در شبکه مورد مطالعه با ۳۴ خط انتقال، ۴۰۸ سناریو هست.

هر سناریو، به عنوان رفتار پساخطای شبکه، برای مدت ۲۰۰ ثانیه شبیه‌سازی دینامیکی می‌شود. پاسخ دینامیکی شبکه ناشی از واکنش سیستم‌های حفاظتی (و کنترلی) در نظر گرفته شده به خطای مدنظر، وضعیت نهایی شبکه در هر سناریو را مشخص می‌کند. در مدل فعلی، علاوه بر زون‌های مستقیم حفاظت فاصله (شامل زون‌های ۱، ۲، ۳ و POTT)، سیستم‌های گاورنر و کنترل ولتاژ، و حفاظت خروج از حالت سنکرون^۱ و فرکانس در ژنراتورها نیز مدل‌سازی شده است. به تبعیت از رویکرد محافظه‌کارانه، و با توجه به فرضیات متداول در محاسبات احتمال خطاهای انسانی^۲ (HRA)، احتمال موفقیت هر گونه دخالت مفید توسط اپراتور شبکه یا نیروگاه در طول شبیه‌سازی، صفر فرض می‌شود.

بر اساس الزامات (GDC ۱۷) [۲]، آرایش شکل ۵ برای تأمین توان الکتریکی از خارج سایت به بارهای جانبی و سیستم‌های ایمنی نیروگاه هسته‌ای، فرض شده است. خروجی واحد تولید توان از طریق مسیر ترانسفورماتور ژنراتور به شبکه تزریق می‌شود. یک یا تعداد بیش‌تری ترانس واحد از طریق پایانه ولتاژی ژنراتور تأمین می‌شوند، و توان الکتریکی را در حین راه‌اندازی و هم‌چنین کارکرد عادی برای سیستم‌های جانبی نیروگاه فراهم می‌آورد. در حالت خاموشی نیروگاه، با بازکردن

ضمناً، برای احتساب تفاوت در عکس‌العمل سیستم حفاظت فاصله در دو سوی خطوط انتقال به تغییر محل وقوع خطا، سه نوع متفاوت درخت رویداد گسترش داده شده که با توجه به منطق مشابه‌شان، در این جا تنها یک مورد آورده شده است. برای خطاهای ابتدا و انتهای خط که از محدوده عملکردی زون ۱ خارج هستند، الگوی حفاظتی POTT، وظیفه صدور سیگنال محافظت آنی خط را به عهده دارد. تفاوت رویدادهای بالایی در درختان رویداد، منجر به ایجاد ترکیب‌های متفاوت دنباله‌های پساخطا و در نتیجه تفاوت در فرکانس وقوع آن‌ها برای خطای مشابه در دو بازه ابتدایی و انتهایی خط، خواهد شد.

در ادامه، جهت محاسبه احتمال و مجموعه برشی کمینه متناظر، برای کلیه عملکردهای تعریف شده در رویدادهای بالایی، درخت (درختان) نقص مربوطه مدل‌سازی می‌شود. تمامی ترکیبات رویدادهای پایه، که نماینده عدم موفقیت یک حالت از تجهیز یا عملکرد خاص می‌باشند، و منجر به عدم موفقیت درخت نقص مربوطه می‌شوند، در تولید منطق آن درخت نقص منعکس می‌شوند. عدم موفقیت نهایی درخت نقص، در واقع به شکست رویداد بالایی در درخت رویداد مربوطه، منجر می‌شود. شکل ۴ نمونه‌ای از درخت نقص برای تریپ آنی خطاهای رخ داده در ۱۰٪ پایانی خط انتقال ۱۱-۱۰L، با الگوی POTT از پست فرمان‌بر (پست ۱۱) را نشان می‌دهد.

مدل درخت رویداد- درخت نقص، برای همه خطوط انتقال موجود در شبکه توسعه داده خواهد شد. جهت محاسبه فرکانس وقوع GR-LOOP برای هر نیروگاه هسته‌ای موجود در شبکه مورد بررسی با ۳۴ خط انتقال، جمعاً ۱۰۲ درخت رویداد، تشکیل شده است.

به‌منظور تعیین پیامد نهایی دنباله‌های تشکیل شده، سناریوهای پساخطا برای شبیه‌سازی و تحلیل پایداری گذرا در نرم‌افزار DigSILENT PowerFactory تعریف می‌شوند [۱۷]. سپس، فرکانس وقوع و لیست مجموعه برشی کمینه مربوط به هر دنباله، از طریق حل مدل احتمالاتی مربوطه در نرم‌افزار RiskSpectrum تعیین خواهند شد [۱۸].

پس از تکمیل نتایج برای وقوع خطا در نقاط ۱۰٪ ابتدایی و انتهایی خط، روند مذکور برای سایر خطوط انتقال در شبکه تکرار خواهد شد و همه دنباله‌ها (سناریوهای پساخطای GR-LOOP و فرکانس آن‌ها، حاصل می‌شود. در نهایت، همه فرایندها شرح داده شده در بالا، برای هر سه نیروگاه هسته‌ای شبکه اعمال و تکرار شده است.

1. Pole Slip

2. Human Reliability Analysis



شد. جهت انجام این محاسبات، ۷۴۴۶ دنباله درخت رویداد، توسعه داده شده و محاسبه شده‌اند. برای هر دنباله پساخطا، بیش از ۲۸۰۰۰ مجموعه کمینه برشی تولید شد. به تناسب، در ماژول تحلیل قطعی، حداقل ۱۲۲۴ سناریوی مختلف شبیه‌سازی و تفسیر شده است. که با توجه به حجم و تنوع گسترده نتایج، تنها بخشی از آن‌ها در این جا ارایه می‌گردد.

تفاوت در توزیع و سهم سناریوهای پساخطای منجر به GR-LOOP برای نیروگاه‌های مختلف، همان‌گونه که در جدول ۱ نیز قابل مشاهده است، تأثیر محل قرارگیری نیروگاه هسته‌ای (و به طور کلی نقطه هدف) در شبکه برق بر وقوع GR-LOOP را نشان می‌دهد. تفاوت معنادار رفتار پساخطای شبکه در سناریوهای مختلف در وقوع GR-LOOP، بر اهمیت جایگاه شبیه‌سازی در شناسایی سناریوها (دنباله‌های) منجر به GR-LOOP تأکید می‌کند.

علاوه بر آن، از جهت دنباله‌های پساخطا (و سناریوهای متناظرشان) نیز میان نیروگاه‌ها در نقاط مختلف شبکه، اختلاف وجود دارد. مثلاً، به دنبال عدم موفقیت سیستم حفاظت فاصله خط در پاک‌سازی آنی خطای سه‌فاز اتصال کوتاه رخ داده بر خط انتقال بین پست‌های ۲۶ و ۲۷ (۲۷-۲۶L)، از هر دو سمت، یا از سمت فرمان‌بر (Follower در پست ۲۷) به تنهایی، در نیروگاه هسته‌ای G^9 ، GR-LOOP رخ می‌دهد، در حالی که شبکه انتقال متصل به نیروگاه‌های هسته‌ای G^3 و G^8 ، پس از جدا شدن از بخش معیوب شبکه، در حالت پایدار جدید به کار خود ادامه خواهد داد (که به معنای عدم وقوع GR-LOOP برای این دو نیروگاه می‌باشد). وجود چنین تفاوت‌هایی، بر وابستگی نتایج به وضعیت شبکه از لحاظ آرایش و شرایط پیش‌خطا تأکید می‌کند. و اهمیت انجام مطالعات برای تعیین وضعیت پساخطای شبکه به جای استفاده از داده‌های موجود در منابع عام را برجسته می‌سازد. به علاوه، تفاوت در سهم مشارکتی GR-LOOP ناشی از خطا بر هر یک از خطوط در مقدار نهایی فرکانس GR-LOOP برای هر یک از نیروگاه‌ها، نشان‌دهنده تمایز اهمیت خطای خطوط از نقطه دید نیروگاه‌های مختلف است (شکل ۸). چنین تمایزی می‌تواند به عنوان مبنایی برای رتبه‌بندی اهمیت خطاها در خطوط مختلف از لحاظ پتانسیل وقوع GR-LOOP در نیروگاه‌های هسته‌ای مختلف شبکه باشد.

مدار شکن متصل به ترمینال‌های ژنراتور، امکان تأمین توان الکتریکی سیستم‌های جانبی در نیروگاه هسته‌ای از شبکه انتقال وجود دارد. اتصال دوم تجهیزات جانبی به شبکه از طریق یک یا چند ترانسفورماتور ایستگاه موجود، به صورت مستقل از مسیر نخست، تأمین می‌گردد [۱۹].

برای پایش و تفسیر نتایج پاسخ گذرای پساخطای شبکه، حین و بعد از شبیه‌سازی، رفتار پارامترهای پایداری شبکه بررسی می‌شوند. نمودارهای مربوطه برای هر نیروگاه هسته‌ای، در یک صفحه نمایش که در این تحقیق به آن GR-LOOP Monitoring Screen اطلاق شده، طراحی شده‌اند (شکل ۶). در هر صفحه نمایش، سه جفت پارامتر مانیتور می‌شوند: ولتاژ و فرکانس پس از وقوع خطا برای پست‌های اصلی و رزرو نیروگاه (به ترتیب، متصل به ترانسفورماتور ژنراتور و ایستگاه)، و درصد بارگیری و زاویه روتور (زاویه بار) برای نیروگاه تحت مطالعه، می‌باشند.

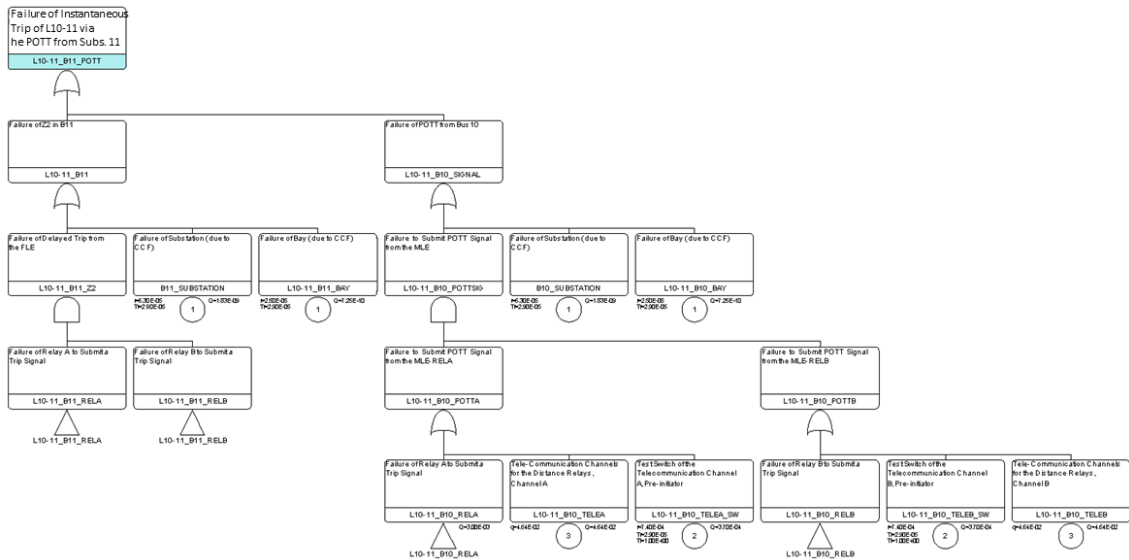
معیارهای تفسیر نتایج شبیه‌سازی، با ادغام معیارهای تعریف LOOP و پایداری گذرای شبکه (شکل ۷)، به ترتیب در مدارک ایمنی هسته‌ای و در ضوابط بهره‌برداری خطوط انتقال، به صورت زیر مشخص شده‌اند [۱۹]:

"تجاوز توأمان هر یک از زوج پارامترهای ولتاژ یا فرکانس در هر دو پست اصلی و رزرو از محدوده مجاز عملکرد در شرایط اضطراری (انحراف خارج از محدوده $\pm 5\%$ برای فرکانس و 10% و -5% برای ولتاژ کاری) که با تریپ خود نیروگاه همراه شده است."

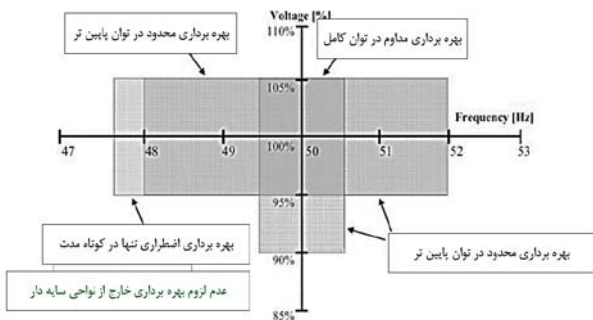
۳. نتایج و بحث

در این تحقیق، روشی ترکیبی سیستماتیک جهت شناسایی دنباله‌های LOOP ناشی از وقوع خطای سه فاز در شبکه انتقال متصل به نیروگاه هسته‌ای و تخمین فرکانس آن‌ها ارایه شده است. بدین منظور، ابتدا دنباله‌های پساخطای شبکه انتقال متصل به نیروگاه هسته‌ای، در ماژول تحلیل احتمالاتی، توسعه داده می‌شوند. سپس، در ماژول شبیه‌سازی قطعی، پارامترهای پیش تعیین شده پایداری جهت تعیین پیامد نهایی سناریوهای پساخطا در شبکه با توجه به نتایج شبیه‌سازی، تفسیر می‌شوند. برای شبکه مورد بررسی (New England Test System)، فرکانس وقوع GR-LOOP برای سه نیروگاه هسته‌ای، مقادیر 5.87×10^{-4} ، 6.25×10^{-4} و 8.60×10^{-4} در سال کاری محاسبه





شکل ۴. درخت نقض مربوط به انجام تریپ آنی از پست فرمان بر (Follower) خط انتقال ۱۱-۱۰ با تکیه بر الگوی POTT.

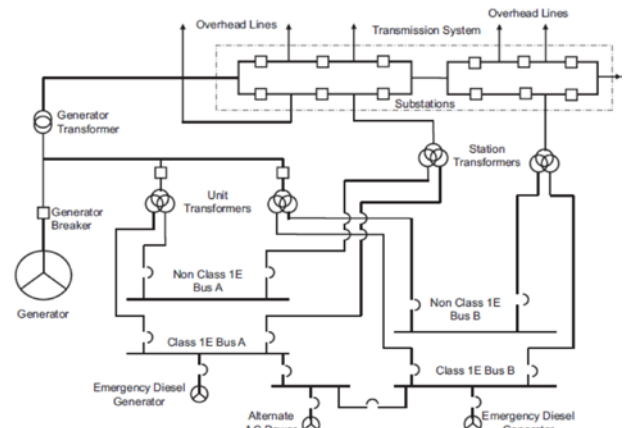


شکل ۷. محدوده فرکانس و ولتاژ مورد نیاز بهره‌برداری [۲۰].

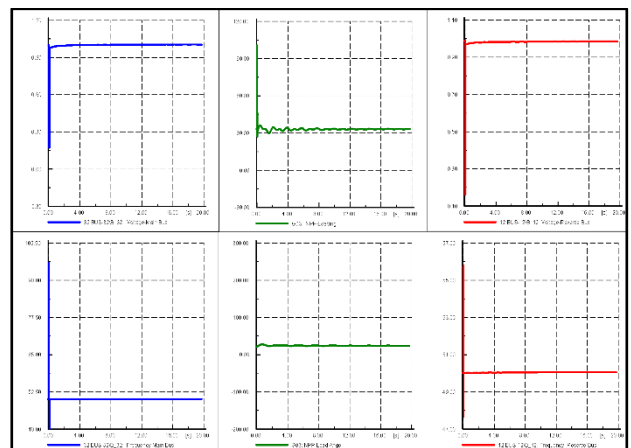
جدول ۱. توزیع سناریوهای منجر به GR-LOOP در رفتار پساخطای شبکه از دید نیروگاه‌های مختلف

سهم سناریو از کل (%)	# دنباله‌های GR-LOOP	سناریو
G-3		
0	0	MF
۱۷,۶۶	۶	MFnot
۱۷,۶۶	۶	MnotF
۳۵,۲۹	۱۲	MnotFnot
۲۳,۵۳	۲۴	مجموع
G-8		
0	0	MF
۱۴,۷۱	۵	MFnot
۱۴,۷۱	۵	MnotF
۲۹,۴۱	۱۰	MnotFnot
۱۹,۶۱	۲۰	مجموع
G-9		
0	0	MF
۲۰,۵۹	۷	MFnot
۱۷,۶۵	۶	MnotF
۴۴,۱۲	۱۵	MnotFnot
۴۵,۲۷	۲۴	مجموع

MF: دنباله‌های پساخطا با موفقیت پاک‌سازی از هر دو پست فرمان‌ده و فرمان‌بر
 MFnot: دنباله‌های پساخطا با موفقیت پاک‌سازی از پست فرمان‌ده، و شکست از پست فرمان‌بر
 MnotF: دنباله‌های پساخطا با شکست پاک‌سازی از پست فرمان‌ده، و موفقیت از پست فرمان‌بر
 MnotFnot: دنباله‌های پساخطا با شکست پاک‌سازی از هر دو پست فرمان‌ده و فرمان‌بر

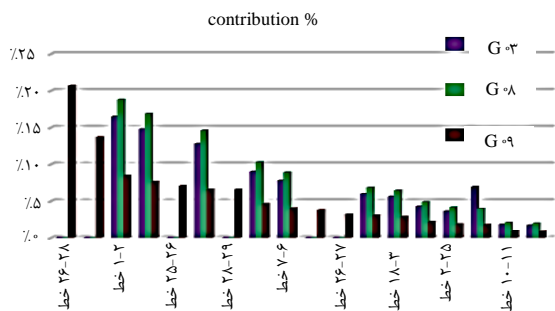


شکل ۵. اتصالات الکتریکی به هر دو پست ژنراتور و پست ایستگاه.



شکل ۶. صفحه پایش پارامترهای GR-LOOP (برای نیروگاه هسته‌ای G-3)





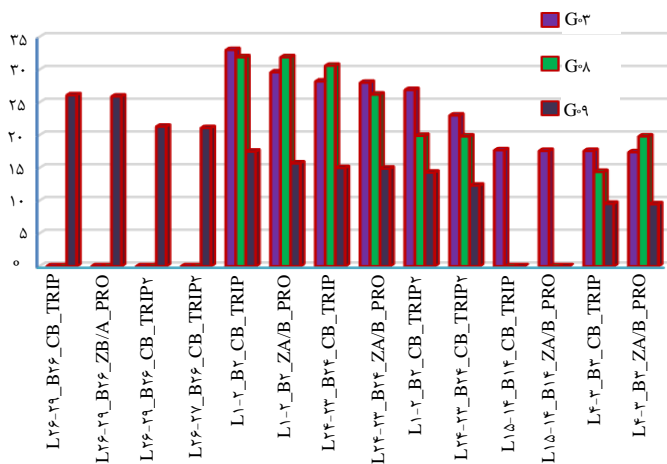
شکل ۸. مشارکت خطای سه‌فاز خطوط در فرکانس GR-LOOP نیروگاه‌ها.

با توجه به نتایج، حالت پساخطای شبکه و GR-LOOP در برخی موارد، روند مجزایی دارند. به بیانی واضح‌تر، وقوع یک فروپاشی نسبتاً بزرگ در بخش‌های زیادی از شبکه، ممکن است به GR-LOOP برای نیروگاهی (نیروگاه‌هایی) منجر نشود. به عنوان نمونه، خطای سه‌فاز رخ داده در خط انتقال ۱۴-۱۵ L در صورتی که به واسطه عدم موفقیت سیستم حفاظت فاصله از سمت پست فرمان‌ده انتهایی خط (شینه ۱۴)، به صورت آنی پاک نشود، اگرچه سبب وقوع GR-LOOP در نیروگاه G^۳ خواهد شد، اما هم‌زمان با جدا کردن بخش معیوب از شبکه، از وقوع GR-LOOP در G^۸ و G^۹ پیشگیری خواهد کرد. بنابراین، وقوع فروپاشی هرچند بزرگ در بخش‌هایی از شبکه گاهی به GR-LOOP برای برخی نقاط شبکه منجر نخواهد شد که همین موضوع اهمیت و ضرورت تبیین معیارها و روش‌های شناسایی و ارزیابی GR-LOOP با تکیه بر مطالعات حوزه امنیت و پایداری را روشن‌تر می‌سازد. هم‌چنین، نتایج شبیه‌سازی نشان می‌دهد تصمیم در مورد وقوع یا عدم وقوع GR-LOOP و تعیین میزان وخامت شرایط پساخطا در شبکه، گاهی بر خلاف قضاوت اولیه است. یک مثال شایان توجه مربوط به وقوع GR-LOOP برای هر سه نیروگاه هسته‌ای G^۳، G^۸ و G^۹ پس از وقوع خطا در ۱۰٪ انتهایی خط انتقال ۲۵-۲ L در سناریوهای با عملکرد موفق حفاظت فاصله از پست ۲ است، در حالی که شکست عملکرد مذکور به GR-LOOP منجر نخواهد شد. علاوه بر آن، از لحاظ معیارهای مبتنی بر ریسک، تخصیص منابع کم‌تری جهت پیشگیری از دنباله‌های منجر به GR-LOOP منتج از عدم موفقیت هر دو پست فرمان‌ده و فرمان‌بر، نسبت به سایر دنباله‌ها توصیه می‌شود. احتمال وقوع نسبی بسیار ناچیزتر این پیامدها (با احتمال وقوع نسبی از مرتبه ۱۰^{-۶}) را می‌توان به عنوان شاخصی در جهت اولویت‌بندی سایر دنباله‌های شناسایی شده GR-LOOP در نظر گرفت.

میانگین حساسی فرکانس وقوع GR-LOOP برای سه نیروگاه داده شده، به عنوان متوسط فرکانس وقوع GR-LOOP در شبکه مورد بررسی، ۱۰^{-۴} × ۶۹۱ بر سال، محاسبه شده است.

نکته قابل ذکر دیگر، توجه به سناریوهایی است که در آن‌ها، علیرغم از دست رفتن توان مناسب از پست اصلی نیروگاه پس از تریپ خود نیروگاه هسته‌ای، مسیر تأمین ولتاژ به بارهای جانبی و اضطراری از طریق باس رزرو فراهم می‌باشد. برای نمونه، رفتار گذرای پساخطای شبکه در سناریوی عدم موفقیت حفاظت فاصله در پست ۱۰ برای پاک‌سازی خطای اتصال کوتاه رخ داده در میانه ۱۱-۱۰ L است، اگرچه موجب تریپ G^۳ و از دست رفتن ولتاژ در باس نیروگاه می‌گردد، اما مسیر تأمین توان به تجهیزات جانبی نیروگاه هم‌چنان از طریق باس رزرو فراهم است. این قبیل سناریوها اگرچه هنوز منجر به وقوع GR-LOOP نشده‌اند، اما اگر به دلیل طولانی شدن مدت‌زمان بازیابی بخش از دست رفته شبکه، به خطای ناشی از افزایش بار بر تجهیزات مسیر سالم تأمین توان به بارهای اضطراری و جانبی نیروگاه و قطع مسیر تأمین توان پیش از بازیابی شبکه منجر شود، یک GR-LOOP اصطلاحاً از نوع "با تأخیر" حادث خواهد شد. به عنوان مثال، وقوع خطای تأخیردار در ترانسفورماتور مسیر رزرو در اثر وجود اضافه بار بیش از مدت زمان قابل‌تحمل، در صورتی که به قطع مسیر منجر شود می‌تواند به یک سناریوی GR-LOOP از نوع تأخیری منتهی گردد. در این راستا، پیشنهاد طراحی و تعبیه ابزارهای تحت عنوان GR-LOOP Monitoring Panel که شامل اعلان‌های لازم برای کسب آمادگی و هماهنگی مؤثرتر اپراتور نیروگاه و بهره‌بردار شبکه برای وضعیت‌های بحرانی شبکه انتقال متصل به نیروگاه باشد، بسیار کاربردی، و در عین حال راه‌گشا به نظر می‌رسد. هشدارهای مذکور می‌توانند با توجه توأمان به مقایسه فرکانس وقوع برخط GR-LOOP برای سناریوی پساخطای مدنظر با مقادیر آستانه، و وضعیت پساخطای شبکه از جهت قرار داشتن در معرض GR-LOOP اصطلاحاً با تأخیر، صادر شوند. با تکیه بر چنین تمهیداتی، توجه دقیق‌تر به پارامترهای پایداری نظیر جریان خطوط و ولتاژ شینه‌ها در وضعیت‌های پساخطای NO-LOOP میسر می‌گردد. در حالات دارای اضافه‌بار یا نوسانات خارج از محدوده مجاز در ولتاژ تجهیزات شبکه (نظیر ترانسفورماتورها و خطوط انتقال و یا پست‌های در حال بهره‌برداری)، "تسریع آگاهانه" در اقدام به بازیابی شبکه از چنین وضعیت‌هایی، می‌تواند از وقوع آبشارهای با منشأ حرارتی (فروپاشی تدریجی شبکه در اثر ماندگاری حالت متجاوز از معیارهای حرارتی و ظرفیت‌های بارگذاری تجهیزات شبکه) جلوگیری نماید.





شکل ۹. مقادیر RAW تجهیزات در GR-LOOP نیروگاهها.

روش ارایه شده جهت تخمین فرکانس وقوع GR-LOOP در شبکه‌های با تجربه ناچیز (یا فاقد تجربه) در زمینه بهره‌برداری نیروگاه‌های هسته‌ای یا وقوع GR-LOOP، به عنوان جایگزینی برای داده‌های عام پیشنهاد می‌شود. به علاوه، بهره‌مندی از تحلیل‌های کاربردی، نظیر اولویت‌بندی در تخصیص منابع به تجهیزات (خطاهای) با اهمیت بالاتر و تصمیم‌گیری بر مبنای و پیش ارزیابی ریسک (فرکانس وقوع GR-LOOP) ناشی از اعمال تغییرات در چینش و بهره‌برداری شبکه، نیز با استفاده از قابلیت‌های تکنیک PSA در این روش، میسر خواهد شد.

صرف نظر از مبحث عدم قطعیت ناشی از کاربرد مقادیر عام به‌عنوان فرکانس GR-LOOP، و در دسترس نبودن و فقدان امکان جمع‌آوری داده برای شبکه‌های الکتریکی کشورهای نوپا در زمینه بهره‌برداری نیروگاه‌های (هسته‌ای) بر مبنای نتایج این تحقیق امکان‌سنجی، اعتبار داده‌های جمع‌آوری شده از هر دو بعد مکانی و زمانی نیز مطرح می‌باشد. به بیانی دیگر، ترکیب سرعت تکامل فن‌آوری و روال تغییرات مداوم آرایش مرتبط با بهره‌برداری شبکه برق از یکسو، و نیاز به بازه زمانی نسبتاً طولانی از کارکرد شبکه و تنوع جامعه آماری از نیروگاه‌های دارای تیپ و موقعیت متفاوت در تدوین پایگاه‌های داده‌ای عام از سویی دیگر، چالشی اساسی را از جهت حفظ اعتبار پایگاه داده تولید شده برای یک نیروگاه هسته‌ای خاص با تفاوت‌های محتمل بهره‌برداری، مشخصات نیروگاهی و موقعیت مکانی پدید می‌آورد. این موضوع، ضرورت و کاربرد بهره‌گیری از روش‌های مبتنی بر مدل‌سازی شبکه بر مبنای وضعیت لحظه‌ای را بیش از پیش نمایان می‌سازد. خصوصاً این‌که نتایج شبیه‌سازی نشان می‌دهد پیش‌بینی یا شناسایی سناریوهای منجر به GR-LOOP در نقاط مختلف شبکه، تنها از طریق انجام شبیه‌سازی و تفسیر نتایج مربوطه میسر می‌باشد.

مقایسه مقدار متوسط محاسبه شده با مقدار عام فرکانس GR-LOOP (سال / 10^{-4} - 10^{-2})، اختلافی ۲۶۰۰ درصدی را نشان می‌دهد. در صورتی که بتوان از تأثیر موارد مرتبط با دقت تحلیل، که به نوبه خود تابع دقت و جزئیات داده‌ها، مدل‌سازی و روش محاسبه است، صرف‌نظر کرد این تفاوت می‌تواند ناشی از تفاوت در وضعیت اولیه در لحظه وقوع خطای مذکور باشد، که فاکتورهای متعددی نظیر وضعیت پخش بار شبکه، آرایش و نرخ جریانی خطوط انتقال و سایر المان‌های شبکه، مشخصه نقاط تولید (نیروگاه‌ها) و نقاط بار را شامل می‌گردد. هر یک از این موارد می‌توانند، به صورت مؤثری، پاسخ دینامیک شبکه به خطای رخ داده و به تبع آن روند گسترش خطا در شبکه را دستخوش تغییرات اساسی نماید.

علیرغم نیاز به افزایش دقت روش ارایه شده با تعبیه جزئیات موردنیاز در مدل‌سازی‌های انجام شده برای هر دو ماژول احتمالاتی و شبیه‌سازی قطعی، موارد گفته شده بر ضرورت توجه دقیق‌تر به عدم قطعیت ناشی از استفاده از داده‌های عام مربوط به LOOP در محاسبات PSA، صحنه می‌گذارد.

به عنوان جمع‌بندی، چارچوب روش معرفی شده، برای محاسبه فرکانس وقوع GR-LOOP و به طور کلی احتمال از دست رفتن توان در نقاط هدف مختلف در شبکه‌های انتقال کشورهای مختلف، قابل توسعه و بهره‌برداری است. در کنار نتایج ارایه شده، در صورت تکمیل داده‌ها و جزئیات شبکه از یکسو، و توسعه و ارتقاء ابزار مدل‌سازی در ماژول‌های مربوطه از سویی دیگر، اعمال این روش به شبکه‌های انتقال و برای نقاط هدف مختلف، می‌تواند علاوه بر به‌دست‌دادن مقادیر عددی فرکانس‌ها و احتمالات مورد نیاز، امکان بهره‌مندی از قابلیت‌های ذاتی PSA در انجام تصمیم‌گیری‌های با استفاده از داده‌های ریسک (RIDM) را نیز فراهم آورد. در شکل ۹، مقادیر RAW^۱ از سنج‌های اهمیت (Importance Measure) که برای اولویت‌بندی اهمیت تجهیزات در مطالعات تعمیر و نگهداری و کنترل کیفیت کاربرد دارد، داده شده است. با توجه به گستردگی و اهمیت موضوع، تحلیل و بررسی این موارد به پژوهش‌های بعدی موکول خواهد شد.

۴. نتیجه‌گیری

در این مقاله، ضمن تشریح روشی مدون و ترکیبی از دو ماژول تحلیلی احتمالاتی- قطعی جهت محاسبه فرکانس وقوع GR-LOOP ناشی از خطای رخ داده در خطوط انتقال شبکه برق خارجی متصل به نیروگاه، روش مذکور به شبکه تست IEEE اعمال شد و فرکانس وقوع GR-LOOP برای سه نیروگاه هسته‌ای در شبکه با وضعیت اولیه پخش بار، مقادیر 5.87×10^{-4} ، 6.25×10^{-4} و 8.6×10^{-4} بر سال، تخمین زده شده است.

1. Risk Achievement Worth



3. P.L. BNPP, *Level 1 PSA on the Project of Reconstruction and Completion of Unit 1 NPP "Bushehr", Revision 3*. Atomic Energy Organization of Iran (2003).
4. 10CFR52. *Early Site Permits; Standard Design Certification; and Combined Licenses for Nuclear Power Plants*. Nuclear Regulatory Commission (NRC) (2017).
5. A. Volkanovski, et al, *Analysis of Loss of Offsite Power Reported in Nuclear Power Plants*. 234-248 (2016).
6. S. Kamyab, et al, *Analysis of Possible Exemption for Passive-Designed-Profited NPPs from GDC 17 of 10CFR50 Case Study: AP1000 versus APWR and EPR*, International Reliability and Safety Engineering Conference. Shiraz (2018).
7. S. Eide, C. Gentillon, T. Wierman, *NUREG/CR-6890, Vol. 1: Reevaluation of Station Blackout Risk at Nuclear Power Plants: Analysis of Loss of Offsite Power Events: 1986-2004*. U.S. Nuclear Regulatory Commission (2005).
8. NUREG/CR-6928. *Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants*. Idaho National Laboratory (2007).
9. A. Annex, *Advance Light Water Reactor Utility Requirement Document : Vol II: ALWR Evolutionary Plant*. Electrical Power Research Institute (3/1999).
10. R. Billinton, R. Allan, *Basic Power System Reliability Concepts*, 365-384 (1990).
11. M. Cepin, *Advantages and difficulties with the application of methods of probabilistic safety assessment to the power systems reliability*, 136-140 (2012).
12. S. Kamyab, et al, *Development of a Hybrid Method to Assess the Grid-related LOOP Scenarios for an NPP*, Reliability Engineering System Safety (Under Review) (2020).
13. A. Volkanovski, M. C`epin, B. Mavko, *Application of the fault tree analysis for assessment of power system reliability*, 94 , 1116-1127 (2009).
14. P. Henneaux, P.-E. Labeau, J.C. Maun, *A Level-1 Probabilistic Risk Assessment to Blackout Hazard in Transmission Power Systems*, 41-52 (2012).
15. L. Haarlaa, et al, *A method for analysing the reliability of a transmission grid*, 277-287 (2008).
16. D. Marks, *Loss of Offsite Power — Three Unit Trip (LER 2004-006-01)*. LER (2004).
17. PowerFactory2014, *DiGSILENT PowerFactory, Version 15*. Germany: Siemens (2014).
18. RiskSpectrum2016, *RiskSpectrum PSA© Software Manual, Version 1.1.2.0*. ScandPower (2016).
19. NG-T-3.8. *Nuclear Energy Series, NG-T-3.8: Electric Grid Reliability and Interface with Nuclear Power Plants*. Vienna: International Atomic Energy Agency. IAEA (2012).
20. *Iran Electricity Transmission Network Relay and Protection System Regulations, Second Edition*, Iran Electricity Network Management Company (1396) IGMC.

نتایج این تحقیق امکان‌سنجی می‌تواند به عنوان یک نقطه عطف در حرکت به سمت توسعه و تکمیل روش‌های مشابه، مورد استناد قرار گیرد. جهت ارتقاء روش ارائه شده در این مقاله، علاوه بر امکان بهبود دقت مدل‌سازی به‌وسیله تکمیل داده‌ها و افزایش جزئیات در مدل‌سازی تجهیزات و رخدادهای می‌توان به بررسی اثر مدل و مقدار پارامترهای مربوط به نقاط بار (تقاضای) موجود در شبکه، تأثیر در نظر گرفتن سایر حفاظت‌ها نظیر اضافه‌جریان خطوط و قطع‌بار در اثر کاهش فرکانس و ولتاژ برای پخش بارهای مختلف، مدل‌سازی دقیق‌تر سیستم‌های کنترلی و حفاظتی ژنراتورها پرداخت و در تحقیق‌های آینده میزان تأثیر هر یک از عوامل مهم عنوان‌شده را در تغییر فرکانس GR-LOOP ارزیابی نمود. توسعه و ارتقاء روش موجود می‌تواند منجر به دستیابی به ابزاری کاربردی جهت مدل‌سازی و محاسبه فرکانس GR-LOOP و به طور کلی از دست رفتن برق در هر نقطه از شبکه، با در نظر گرفتن مشخصات دینامیکی شبکه و رفتار گذرای پس از خطای شبکه گردد که انتظار می‌رود دقت به مراتب بالاتری نسبت به استفاده از داده‌های عمومی و یا روش‌های ایستا، به ارمغان بیاورد.

اختصارات

AVR	Automatic Voltage Regulator
CDF	Core Damage Frequency
ENS	Energy Not Supplied
GDC	General Design Criterion
GR-LOOP	Grid Related Loss of Offsite Power
HRA	Human Reliability Analysis
LOLE	Loss of Load Expectation
LOLP	Loss of Load Probability
POTT	Permissive Overreach Transfer Trip
PSA	Probabilistic Safety Assessment
RAW	Risk Achievement Worth
RIDM	Risk-Informed Decision Making
SBO	Station Blackout

تشکر و قدردانی

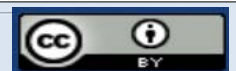
بدین‌وسیله تمایل داریم مراتب قدرشناسی و سپاس صمیمانه خودمان را از حمایت‌های فنی و راهنمایی‌های مشفقانه آقای دکتر کاوه کریمی، که موجبات دلگرمی و ثابت‌قدمی در تمام طول مسیر این پژوهش را فراهم آورده است، اعلام داریم.

مراجع

1. NUREG/CR-1150. *Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants*. Washington Dc.: U.S. Nuclear Regulatory Commission (1990).
2. NUREG/CR-4550. *Analysis of Core Damage Frequency From Internal Events: Methodology Guidelines*. U.S. Nuclear Regulatory Commission (1987).

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

شهاب‌الدین کامیاب، فرامرز یوسف‌پور، محمدرضا نعمت‌اللهی (۱۴۰۱)، تخمین فرکانس حادثه از دست رفتن منبع برق خارج سایت به نیروگاه هسته‌ای ناشی از حوادث با منشأ در شبکه انتقال، ۹۹، ۷۶-۸۵

DOR: 20.1001.1.17351871.1401.43.1.9.2

Url: https://jonsat.nstri.ir/article_1352.html

