مجله نخبگان علوم و مهندسی

Journal of Science and Engineering Elites

جلد ۵- شماره ۱- سال ۱۳۹۹

www.ElitesJournal.ir

آنالیز قابلیت اطمینان انسانی در جهت کاهش حوادث و آلایندگی نیروگاه حرارتی

ابراهیم قنبری[۱*]، عطاالله ربیعی[۲]

۱- دانشجوی کارشناسی ارشد، دانشکده مهندسی مکانیک، دانشگاه شیراز

۲- دانشیار، دانشکده مهندسی مکانیک، دانشگاه شیراز

* Ebrahim.ghanbari90@gmail.com

ارسال: فروردین ماه ۹۹ پذیرش: فروردین ماه ۹۹

چکیده

انسان ها بخش جدایی ناپذیر نیروگاه ها هستند که از ساخت و ساز تا تعمیر و نگهداری روزمره حضور دارند. در این پژوهش اتکاپذیری عامل انسانی که سهمی در حدود ۷۰٪ از خطاها را در پیشروی و پیامد حوادث فرآیندی دارا می باشد، با استفاده از روشی تحلیلی به نام SPAR-H مورد ارزیابی قرار گرفته است. در همین راستا آنالیز رفتار اپراتور نیروگاه در جهت کنترل و سوق دادن حادثه ای با رخداد بالا مانند از دست رفتن تمامی برق نیروگاه که هم شامل منابع برق خارجی سایت و هم منابع داخل سایت می شود، به سمت شرایط ایمن بررسی شده است. نتایج نشان دادند که مدیریت این حادثه با توجه به عملکرد اپراتور در مدیریت حادثه ی رخ داده برای نیروگاه با روش نشت و تغذیه، ضمن حفظ شرایط ایمنی نیروگاه، موجب کاهش ۱۰ درصدی ریسک نیروگاه و همچنین جلوگیری از نشت آلاینده های نیروگاه از جمله مواد رادیواکتیو و آسیب به محیط زیست اطراف آن خواهد شد.

کلمات کلیدی: اتکاپذیری عامل انسانی، SPAR-H، حادثه، ریسک، آلایندگی.

۱- مقدمه

آنالیز احتمالاتی ایمنی[۱] به تمامی سوالات درستی که در مورد تهدید بالقوه ایمنی، محیط زیست طبیعی و سیستم های مهندسی صورت می گیرد پاسخ می دهد و ما را در تصمیم گیری های بهتر در مورد مدیریت آنها کمک می کند. این سوالات عبارت اند از: چه چیزی(سیستم ها و اجزاء) می تواند اشتباه باشد، چقدر احتمال دارد اتفاق بیفتد و عواقب آن چگونه خواهد بود[۹]. ویژگی هایی که این روش دارد شامل چندین مورد است که یکی از این موارد اصلی، آنالیز قابلیت اطمینان انسانی می باشد و مشخص شده است که عملکرد انسان بخش مهمی از وقایع و حوادث در بسیاری از صنایع بوده است[۴]. خطاهای انسانی که می توانند در شکست سیستم های ایمنی دخیل باشند، باید شناسایی و در مدل های منطقی لحاظ شوند. یکی از زمینه های اصلی در تجزیه و تحلیل حوادث شدید در نیروگاه های حرارتی از نوع هسته ای، از دست رفتن برق نیروگاه[۲] است. در واقع آنالیز ریسک

[1] Probabilistic Safety Assessment
[2] Station Blackout

نیروگاه ها نشان می دهد که از دست دادن تمام توان الکتریکی می تواند نقش قابل تأملی در ریسک عملیاتی نیروگاه داشته باشد، که این بیش از ۷۰٪ از سهم ریسک کلی برای نیروگاه هاست[۱۳]. از دست دادن قدرت الکتریکی خارجی همسو با تریپ توربین و عدم دسترسی سیستم برق اضطراری در سایت، می تواند منجر به از دست رفتن قابلیت برداشت گرما و منجر به آسیب بالقوه به قلب[۱] شود[۶]. تلاش ها برای تخمین میزان فرکانس این حادثه اولین بار در WASH-1400 منتشر شد[۱۵]. نتایج بدست آمده در WASH-1400 همراه با پرسش هایی در مورد قابلیت اطمینان دیزل ژنراتورهای اضطراری و تجارب تعدادی از نیروگاه های حرارتی هسته ای در ارتباط با از دست رفتگی توان الکتریکی، باعث شد تا کمیسیون تنظیم مقررات هسته ای امریکا[۲]، این حادثه را به عنوان مسأله ای حل نشده در سال ۱۹۷۹ مطرح کند. این وضعیت در سال ۱۹۸۸ با انتشار گزارشی در مورد یک قانون جدید که در CFR 50 ۱۰-۵۰.۶۳ و همچنین در RG[۳] 1.55 ارائه شده بود، به پایان رسید. به منظور پیروی از قانون وضع شده، بسیاری از نیروگاه های هسته ای موجود سیستم های ایمنی خود را توسعه دادند. منابع برق جدید اضافه شدند، ظرفیت باتری ها افزایش یافت و پمپ های مکانیکی رانشی به سیستم های ایمنی اضافه شدند[۶]. در اوت ۲۰۰۳، پانزده سال بعد از تصویب این قانون، کمیسیون تنظیم مقررات هسته ای ایالات متحده گزارشی را مبنی بر " اثر بخشی نظارت بر ریسک این حادثه در نیروگاه های هسته ای " را در NUREG/CR-1776 منتشر کرد[۱۴]. این گزارش نتایج به کارگیری این قانون را در مورد نیروگاه های هسته ای ایالات متحده نشان می دهد که ۲۰ مورد از ۴۶ نیروگاه هسته ای دارای تنش حادثه ی از دست رفتن تمامی برق نیروگاه با درصد ۲۰ یا بیشتر در آسیب به قلب[۴] هستند. اخیراً، در سال ۲۰۰۵ همین کمیسیون نسخه ی NUREG/CR-6890 را منتشر کرد که نسخه ی به روز رسانی گزارش های قبلی است. این گزارش رخدادهای منجر به از دست رفتن توان خارجی و ریسک آسیب به قلب از جمله حادثه ی یاد شده را بررسی کرده است[۶]. به دنبال حادثه ی فوکوشیما در سال ۲۰۱۱، شورای اروپا درخواست کرد که تمامی نیروگاه های هسته ای در اتحادیه ی اروپا باید مورد ارزیابی جامع ایمنی و ریسک قرار بگیرند. این درخواست شامل آزمایشات تنش[۵] در سطح ملی بود که توسط نهادی اروپایی باید انجام می شد. این بررسی ها نشان داد که حادثه ی از دست رفتن تمامی برق نیروگاه از لحاظ حاشیه ی ایمنی برای اکثر راکتورها محدودیت ایجاد می کند[۷]. بنابراین مقوله ی کنترل و کاهش ریسک حوادثی این چنین از اهمیت ویژه ای برخوردار بوده که پیشینه ی بررسی و تحقیقات صورت گرفته این را متذکر می شود. از طرفی با توجه به محدودیت ارائه ی مطالب به این مقدار بسنده می شود. بنابراین می توان بیان داشت، تحقیقات نشان می دهند بررسی ترموهیدرولیکی آسیب به قلب در مدت زمان وقوع حادثه و چگونگی مقابله ی با آن مورد توجه بوده است. اما از طرفی تحقیقات زیادی در مورد انواع روش های مقابله ی با این حادثه که به عنوان حادثه ای آغازگر با رخداد بالا می باشد، صورت نپذیرفته است. با توجه به اهمیت توانایی راکتور در مقابله با حادثه ی مورد بررسی، یکی از مواردی که در شمول توانایی راکتور در برابر این حادثه قرار می گیرد به زمان بازآوری و یا زمان تاب آوری راکتور در برابرحادثه برمی گردد. در نظر گرفتن اثر این زمان در کاهش آسیب به قلب و به دنبال آن کاهش اثرات زیان بار نشت مواد رادیواکتیو به محیط زیست، موضوعی است که تلاش می شود در این پژوهش به حل آن پرداخته شود. زین گذر با توجه به جداول عملکردی اپراتور احتمال خطای عامل انسانی را در فرآیند نشت و تغذیه[۶] که در جهت مدیریت حادثه از این فرآیند استفاده می شود تا زمان تاب آوری راکتور با توجه به حضورهای متفاوت اپراتور در زمان های مختلف بدست آورده شود و نهایتاً برای تخمین میزان آسیب به قلب(CDF) با استفاده از ترسیم درخت رویداد و استفاده از نرم افزار SAPHIRE فرکانس آسیب به قلب بدست می آید. آنچه که نهایتا مورد توجه است، فرکانس آسیب به قلب است چرا که نشان دهنده ی کنترل پذیری حادثه و عدم

[1] Core
[2] Nuclear Regulatory Commission
[3] Regulatory Guide
[4] Core Damage Frequency
[5] Stress Test
[6] Feed and Bleed

نشت مواد رادیواکتیو به محیط زیست خواهد بود. برای دیدن اثر این زمان در کاهش فرکانس آسیب به قلب توسط اپراتور از تکنیک SPAR-H برای ارزیابی احتمالاتی خطای اپراتور استفاده خواهد شد. از این رو با اصلاح کردن این مرحله از وابستگی زمانی به عمل اپراتور، میزان کاهش آسیب به قلب دیده خواهد شد.

۲- تئوری

در این بخش به توضیحاتی مختصر در بسط پژوهش صورت گرفته، پرداخته خواهد شد. بدین منظور تعاریف و اهداف مربوطه در قالب این قسمت ها ارائه شده است که شامل آشنایی با نیروگاه حرارتی مورد پژوهش، حادثه ی نوعی بررسی شده تحت عنوان از دست رفتن تمامی توان برق نیروگاه، آنالیز قابلیت اطمینان انسان، روش تحلیل این آنالیز در قالب تکنیک SPAR-H و روش نشت و تغذیه جهت مدیریت حادثه توسط عامل انسانی یا همان اپراتور نیروگاه، می باشد

۳- نیروگاه حرارتی بوشهر

در این نیروگاه ها، انرژی در اصل از طریق واکنش های هسته ای در داخل سوخت و تبدیل آن به صورت های دیگر انرژی تأمین می شود. این نیروگاه ها متشکل از سیستم های متعددی هستند که هر یک از این سیستم ها خود شامل سیستم های کوچکتر بوده و عملکرد نیروگاه به تأثیر متقابل این سیستم ها وابسته است[۱۷]. این راکتور در واقع مدل شرقی راکتورهای آبی تحت فشار می باشد که آب در آن هم به عنوان خنک کننده و هم کند کننده مورد استفاده قرار می گیرد[۱]. این راکتور دارای چرخه سوخت سه ساله می باشد و ظرفیت تولید توان الکتریکی ۱۰۰۰ مگاوات الکتریکی را داراست. همچنین دارای ۱۶۳ مجتمع سوختی شش وجهی است که هر مجتمع ۳۱۱ میله سوختی را داراست و سوخت این نوع راکتورها اکسید اورانیم غنی شده با غنای پایین می باشد. فرآیند تولید انرژی الکتریکی در این نیروگاه هسته ای را می توان به طور ساده به دو مرحله ی کاملاً مجزا تقسیم نمود که در دو مدار مستقل شامل مدار اول و مدار دوم انجام می پذیرد. در مدار اول، گرمای تولید شده در قلب ناشی از شکافت اورانیوم غنی شده، توسط آبی که در یک مسیر بسته جریان دارد از قلب راکتور به مولد بخار، منتقل می شود. مبدل بخار یک مبدل حرارتی است که آب مدار اول درون لوله های U شکل فولادی آن جریان دارد و آب مدار دوم در یک سیکل کاملاً مجزا با گردش در اطراف این لوله ها، ضمن برداشت حرارت به بخار تبدیل می شود. آب مدار اول پس از خروج از مولد بخار توسط پمپ مدار اول برای برداشت مجدد گرما به قلب بازگردانده می شود. سیستم مدار اول شامل راکتور، چهار مدار خنک کننده مشابه که هر مدار شامل یک پمپ و یک مولد بخار می باشد و فشارنده که به طور مشترک بر روی چهار مدار عمل می کند و وظیفه ی تنظیم فشار داخل مدار خنک کننده راکتور هنگام تغییر بار مولدهای بخار را بر عهده دارد، می باشد. در مدار دوم، بخار تولید شده در مولد بخار به توربین هدایت شده و چرخش توربین به طور مستقیم ژنراتور ۱۰۰۰ مگاواتی نیروگاه را به حرکت در می آورد. سپس بخار خروجی از توربین به وسیله ی دو دستگاه چگالنده به آب تبدیل می شود و مجدداً به مولد بخار بازگردانده می شود.

۴- از دست رفتن تمامی برق نیروگاه

به طور کلی از دست دادن توان الکتریکی نیروگاه به دنبال از دست رفتگی توان های خارجی و داخلی که به ندرت اتفاق می افتد را گویند[۱۳]. به معنای بهتر به معنی از دست دادن توان الکتریکی جریان متناوب به تابلوهای ضروری و غیر ضروری برقی راکتور قدرت و شامل از دست دادن توان خارجی سایت همراه با تریپ توربین و نقص سیستم های اضطراری تأمین کننده توان

برق جریان متناوب می باشد اما این تعریف، ایستگاه های در دسترس که توان جریان مستقیم[1] خود را از منابعی دیگر مانند باتری یا منبع متناوب دیگری می گیرند، دربر نمی گیرد[۵].

۵-آنالیز قابلیت اطمینان انسان

به تازگی، نقش خطای انسانی در تعدادی از رویدادها به خوبی مطالعه شده و مورد توجه در صنعت هسته ای نیز قرار گرفته است[۴]. آنالیز قابلیت اطمینان انسانی در مراحل مختلفی می تواند انجام شود. این آنالیز قبل از وقوع حادثه در زمره ی نوع A قرار می گیرد. این مدل مربوط به مراحل تعمیر و نگهداری، آزمایش و کالیبراسیون می شود. اشتباهات انسانی که منجر به شروع رویداد می شوند، نوع B نامیده می شوند و نهایتاً اقدامات ضروری و طبق روند پلان که اپراتور باید بعد از حادثه انجام دهد، در دسته ی C قرار می گیرند. در این تحقیق اقدامات اپراتور بعد از حادثه مورد ارزیابی قرار می گیرد[۱۲]. آنالیز قابلیت اطمینان انسانی همچنین برای حمایت از توسعه مدل های خاص تحلیل احتمالاتی نیروگاه مورد استفاده قرار گرفته است. هدف از آنالیز قابلیت اطمینان انسانی پشتیبانی از تحلیل احتمالاتی ایمنی در شناسایی و ارزیابی خطرات مربوط به سیستم های پیچیده است. تحلیل احتمالاتی ایمنی در رابطه با آنالیز قابلیت اطمینان انسانی، تحلیلگران را قادر می سازد تا به مسیرهای موازی که باعث ایجاد خطر، از جمله سهم انسان در این خطر می شوند، نگاه کنند. بینش ها با استفاده از مدل های شکست سخت افزاری فرکانس های رویداد و مرور فرکانس های مورد انتظار برای انواع مختلف وضعیت های خطرناک با ارزیابی شرایط به دست می آید. از دیدگاه پژوهشگران،آنالیز قابلیت اطمینان انسان به عنوان یک تجزیه و تحلیل کیفی و کمی انجام می شود. این به تحلیلگر کمک می کند تا تعاملات سیستم های انسانی را بررسی کند و تاثیر این تعاملات را بر عملکرد و قابلیت اطمینان سیستم بفهمد[۱۰]. در صنعت هسته ای روش های متعددی برای اندازه گیری قابلیت اطمینان مؤلفه ها وجود دارد که به آن ارزیابی ریسک نامیده می شود. در این ارزیابی دو توصیف به مقدار سنجی داده می شود، ایستا[2] و پویا[3] . ایستا مربوط به قبل و بعد از عملیات است و پویا که وابسته به زمان است که در آن تغییرات احتمالی به عنوان داده های زمان واقعی ارائه شده اند. در ارزیابی احتمالاتی اهمیت مؤلفه ها(اجزا) محاسبه می شود، اما اهمیت مؤلفه های انسانی چگونه اند که برای این اهمیت روش های مختلفی برای تجزیه و تحلیل قابلیت اطمینان انسان وجود دارند که شامل: THERP[4]، ATHEANA[5]، CREAM[6]، SPAR-H، ASEP[7] و SLIM[8] می باشد. هر یک از این روش ها با هدف فراهم آوردن مقدار دقیق و عددی احتمال خطای انسانی(HEP[9]) می باشد[۸]. از روش های ذکر شده در بالا، THERP، ASEP و SPAR-H درهم آمیخته هستند، به عبارتی می توان گفت ارتباط با هم دارند. روش (SPAR-H) برای بدست آوردن بهتر روش پیش بینی میزان خطای انسانی(THERP) و پیشگیرنده ی توالی حوادث(ASEP) ساخته شده است[۱۵]. THERP برای قالب خاصی از سناریو است و ASEP یک روش غربالگری ساده است، در حالی که SPAR-H برای تعریف طیف رفتار انسان، در حالی که همان مبانی نظری را حفظ می کند، است [۸]. SPAR-H یک روش شناخته و پذیرفته شده در روش های آنالیز قابلیت اطمینان انسانی است که از عوامل ایجاد کننده ی عملکرد[10] یا فاکتورهای شکل دهنده ی عملکرد برای طبقه بندی ورودی ها به مؤلفه انسانی استفاده می کند. فاکتورهای شکل

[1] Alternate Current
[2] Static
[3] Dynamic
[4] Technique for Human Error-Rate Prediction
[5] A Technique for Human Event Analysis
[6] Cognitive Reliability and Error Analysis Method
[7] Accident Sequence Evaluation Program
[8] Success Likelihood Index Method
[9] Human Error Probability
[10] Performance Shaping Factors

دهنده ی عملکرد طیف گسترده ای از داده های ورودی شامل وضعیت پلان، پویایی کارکنان، شرح کار (وظیفه) و جنبه های روانشناختی انسان را در بر می گیرد.

۶- تکنیک SPAR-H

رویکرد SPAR-H به احتمالات مربوط به شکست های شناختی و عملکردی تقسیم می شود، محاسبات مربوط به بدست آوردن خطای انسانی با استفاده از فاکتورهای شکل دهنده عملکرد انجام می شود و تخصیص وابستگی برای تنظیم احتمال خطای انسانی با استفاده از چگونگی اختصاص مقدار مناسب به این فاکتورها و ارائه یک مدل تنظیمی برای کاهش ضرب دوگانه ی عوامل مؤثر و مشترک در فاکتورهای شکل دهنده عملکرد می باشد. چارچوب پایه ای که در SPAR-H استفاده می شود بدین نحو است که احتمال را به شکست های شناختی و عملی تقسیم می کند، محاسبه خطای انسانی را با استفاده از فاکتورهای شکل دهنده عملکرد انجام داده و برای تنظیم و جلوگیری از تضریب عوامل مشترک بین فاکتورها و وابستگی از مدل تعریفی خود بهره می برد همچنین با استفاده از احتمال خطای انسانی و فاکتورهای از پیش تعریف شده به طور همزمان چگونگی اختصاص مقدار به این فاکتورها را راهنمایی می کند، از توزیع بتا برای عدم قطعیت استفاده می کند و با استفاده از برگه های کار[۱] اطمینان از انطباق تحلیل را حاصل می کند. تعدادی از روش های آنالیز قابلیت اطمینان انسانی یک مدل عملکرد صریح انسانی ندارند. روش SPAR-Hبر اساس یک مدل پردازش اطلاعات دقیق از عملکرد انسان ایجاد شده که از منابع علوم رفتاری برگرفته شده است[۱۰]. در سال ۱۹۹۹، با تحقیقات بیشتری که انجام شد، ۸ فاکتور شکل دهنده عملکرد یافت شد که قادر به تأثیر بر رفتار انسان هستند. این فاکتورها در فرآیند اندازه گیری SPAR-H محاسبه می شوند و عبارتند از: زمان در دسترس ، استرس یا استرس زاها[۲] ، پیچیدگی[۳] ، تجربه یا آموزش[۴] ، روندها[۵] ، ارگونومی[۶] یا رابطه انسان–ماشین، آمادگی بدنی[۷] برای انجام وظیفه ، فرآیند کار[۸].

در حالی که بسیاری از روش های معاصر، فاکتورها را به نوعی درنظر می گیرند، روش SPAR-H یکی از معدود روش هایی است که تاثیر مثبت بالقوه این عوامل را مورد توجه قرار می دهد. بدین معنی که تأثیرات مثبت این فاکتورها در بعضی موارد می توانند باعث کاهش میزان شکست اسمی شوند. به عنوان مثال، تجربه و آموزش می تواند در درک وضعیت سیستم توسط اپراتور از حالت اسمی یا متوسط فراتر باشد. اما این بدین معنا نیست که آموزش اپراتور یا کارمند کامل باشد بلکه می تواند عملکرد را بهتر کند[۱۰]. احتمال خطای انسانی نهائی که با استفاده از ضرایبی تنظیم می شوداز طریق رابطه ی (۱) محاسبه می شود.

$$HEP = \frac{NHEP \times PSF_{composite}}{NHEP\left(PSF_{composite} - 1\right) + 1} \qquad (۱)$$

که در این رابطه NHEP برای خطای تشخیصی ۰/۰۱ و برای خطای عملی ۰/۰۰۱ می باشد و همچنین فاکتور دیگر از ضرب ۸ فاکتور شکل دهنده ی عملکرد بدست می آید[۳].

[1] Work Sheets
[2] Stress/Stressors
[3] Complexity
[4] Experience/Training
[5] Procedures
[6] Ergonomics/HMI
[7] Fitness for Duty
[8] Work Process

۷- روش نشت و تغذیه

این فرآیند به عنوان روشی که جهت مدیریت حادثه و همچنین به طور بهتر جلوگیری از نشت مواد رادیواکتیو به محیط استفاده شده است از اهمیت ویژه ای برخوردار است. در حادثه ی از دست دادن توان خارجی و داخلی نیروگاه که منجر به از دست رفتن برداشت گرما از طریق سیال خنک کننده می شود، این وجود دارد که پاسخی مناسب به این عدم برداشت گرما داده شود. در چنین سناریوهایی، اپراتور باید با استفاده از سیستم های تزریق اولیه آب سرد را به مدار اول تزریق کند در حالی که به طور همزمان حفظ و یا کاهش فشار از طریق شیرهای اطمینان انجام می شود. استفاده مناسب از این تکنیک می تواند باعث حفظ حالت شبه پایدار برای فشار سیستم از طریق چرخه ی فعالیت شیرهای کاهش فشار باشد. شیمک و همکاران[۲] برای اولین بار ایده ی استفاده از راهکارهای متفاوت برای برنامه های کاربردی این روش را به عنوان یک تجزیه و تحلیل مقدماتی برای حالتی که تعادل شبه پایدار انرژی است، توسعه دادند[۱۱] در زیر به گوشه ای از عملیات و کارکردهایی که توسط این سیستم انجام می گیرد اشاره شده است [۵].

- حفظ موجودی کافی برای مایع خنک کننده اولیه در طول و بعد از اتمام عملکردهای عملیاتی
- انجام عملیات بازآوری برای کنترل شکستگی های کوچک(بر اساس ظرفیت پمپ فشاری)
- کنترل فشار در PHTS (با یا بدون فشارنده).

۸- نتایج

در جدول (۱) حضور اپراتور در زمان های متفاوتی بررسی شده است. به عنوان مثال حضور اپراتور در ۱۵۰۰ ثانیه پس از شروع حادثه سطح مربوط به فاکتور شکل دهنده ی عملکرد زمان در دسترس[1] را به صورت Nominal نشان می دهد و با توجه به سایر فاکتورهای شکل دهنده ی عملکرد میزان خطای محاسبه شده برای اپراتور 5.98×10^{-3} می باشد که میزان آسیب به قلب نیروگاه را 4.503×10^{-6} فرکانس بر سال نشان می دهد. میزان CDF های بدست آمده با توجه به میزان متفاوت خطاهای اپراتوری می باشد و با کاهش میزان این خطاها همانطور که انتظار می رود CDF هم کمتر است. آنچه که در مدارک نیروگاه موجود است، مدیریت حادثه توسط اپراتور در ۵۰۰۰ ثانیه بعد از شروع حادثه می باشد که مقدار آن 2.10×10^{-6} فرکانس بر سال می باشد.

جدول ۱- رابطه HEP و CDF

ردیف	زمان حضور اپراتور(ثانیه)	سطح زمان در دسترس	HEP	CDF
۱	۱۵۰۰	Nominal	5.98×10^{-3}	4.503×10^{-6}
۲	۱۸۰۰	Nominal	5.98×10^{-3}	4.503×10^{-6}
۳	۲۸۰۰	Nominal	5.98×10^{-3}	4.503×10^{-6}
۴	۳۹۰۰	Extra	1.5×10^{-3}	4.074×10^{-6}
۵	۵۰۰۰	Extra	1.5×10^{-3}	4.074×10^{-6}
۶	گرمایش قلب(۶۴۰۰)	Extra	1.5×10^{-3}	4.074×10^{-6}

بنابراین حضور اپراتور در زمان های ابتدایی از شروع حادثه میزان فرکانس آسیب بیشتری را ایجاد خواهد کرد و می بایست زمان در اختیار اپراتور افزایش یابد. اما این افزایش زمان تا جایی امکان پذیر است که از معیارهای ایمنی نیروگاه تخطی نداشته

[1] Available Time

باشد. بنابراین آنالیز رفتار عامل انسانی و رابطه ی آن با میزان آسیب به قلب نیروگاه حرارتی از نوع هسته ای نشان داده شد و همانطور که مبرهن است حضور اپراتور از کمترین زمان ممکن برای حضور یعنی ۱۵۰۰ ثانیه تا بیشترین زمان ممکن یعنی ۶۴۰۰ ثانیه پس از وقوع حادثه تنها به میزان ۱۰ درصد در کاهش فرکانس آسیب به قلب نیروگاه موثر است. بنابراین نقش آنالیز قابلیت اطمینان عامل انسانی در این حادثه و کنترل افزایش آسیب به سیستم های موجود در نیروگاه و به دنبال آن خطر نشت مواد رادیواکتیو نشان داده شد.

۹- نتیجه‌گیری و جمع‌بندی

در این پژوهش مدیریت حادثه ای با رخداد بالا در یک نیروگاه تولید حرارتی از نوع هسته ای مورد ارزیابی قرار گرفت. نتایج حاکی از آن بودند که رابطه ای بین مدیریت حادثه ی نوعی و همچنین خطای انسانی و در پی آن آسیب های زیست محیطی وجود دارد که تصمیم گیران ایمنی نیروگاه می بایست شرایط عدم تخطی ازمعیارهای ایمنی که در مورد این نوع از نیروگاه ها تعریف شده است را در نظر بگیرند. از این رو با توجه با در اولویت قرار داشتن مسائل ایمنی نیروگاه های هسته ای می توان بیان داشت استفاده از سیستم های کنونی موجود در نیروگاه همراه با بهترین عملکرد اپراتور فقط کاهشی ۱۰ درصدی در آسیب داشته لذا پیشنهاد می شود برای افزایش ایمنی نیروگاه، کاهش آسیب به آن و همچنین کاهش آسیب به محیط زیست افزونگی سیستم های اصلی دخیل در توالی این حادثه افزایش یابند.

۱۰- مراجع

1. Atomic Energy Organization of Iran (2007). Final Safety Analysis Report (FSAR) for BNPP: Primary Circuit and Connected Systems, Chapter 5.

2. Atomic Energy Organization of Iran (2007). Final Safety Analysis Report (FSAR) for BNPP: Introduction and General Description of NPP, Chapter 1. Section 0

3. Blackman, H.S., Boring, R.L., (2018). Advances in human error. Reliab. Resilience Perform. 589.http://dx.doi.org/10.1007/978-3-319-60645-3

4. Blackman, H. S., and Byers, J.C. (1994). ASP/SPAR Methodology, internal EG&G report developed for the U.S. Nuclear Regulatory Commission

5. Board, A. E. R. (2003). Primary Heat Transport System for Pressurized Heavy Water Reactors. AERB/NPP-PHWR/SG/D-8, AERB, Mumbai, India.

6. Carvalho, L.S., Oliviera Neto, J.M. (2011). Station Blackout Core Damage Frequency Reduction-The Contribution of an AC Independent Core Residual Heat Removal System Proceedings of an International Conference on Opportunities and Challenges for Water Cooled Reactors in the 21. Century

7. ENSREG. (2012). Stress tests performed on European nuclear power plants – Peer review report.

8. Ewing, S.M., Boring, R., Mandelli, D., Savchenko, K. (2017). Determination of a Generic Human Error Probability Distribution, Part 2: A Dynamic SPAR-H Example Application, Idaho National Laboratory, Idaho Falls, ID 83402

9. Garrick, B. John. (2005). Why Probabilistic Risk Assessment. USA

10. Gertman, D., Blackman, H., Marble, J., Byers, J., Haney, L and Smith, C. (2005). "The SPAR-H human reliability analysis method, NUREG/CR-6883," US Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC

11. Hallee, B. T. (2013). Feed-and-bleed transient analysis of OSU APEX facility using the modern Code Scaling, Applicability, and Uncertainty method (Doctoral dissertation).

12. International Atomic Energy Agency, Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards No. SSG-3, IAEA, Vienna (2010)

13. NRC, U.S., (2005). Reevaluation of Station Blackout Risk at Nuclear Power Plants, NUREG/CR 6890, Washington

14. NRC, U.S., (2003). Regulatory Effectiveness of the Station Blackout Rule, NUREG/CR-1776, Washington, DC 20555-0001

15. US Nuclear Regulatory Commission, Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400, NUREG-75/014, Washington, DC: US Nuclear Regulatory Commission, October (1975)

16. U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. (1975). Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Power Plants, NUREG-75/014, NRC, and Washington, DC

۱۷. داورزنی، ا. (۱۳۸۴). فیزیک کاربردی راکتورهای هسته ای، چاپ اول. تهران، ایران: سازمان انتشارات جهاد دانشگاهی.