

مدیریت انسانی در بهینه‌سازی مصرف منابع انرژی در نیروگاه هسته‌ای بوشهر

ابراهیم قنبری

کارشناسی ارشد، دانشکده مهندسی مکانیک، دانشگاه شیراز، شیراز، ایران

ghanbari-ebrahim@shirazu.ac.ir

عطاله ربیعی

دانشیار دانشگاه شیراز، شیراز، ایران (نویسنده مسئول)

rabiee@shirazu.ac.ir

محمد رضا نعمت‌اللهی

دانشیار دانشگاه شیراز، شیراز، ایران

nema@shirazu.ac.ir

انسان‌ها بخش جدایی‌ناپذیر نیروگاه‌ها هستند که از ساخت و ساز تا تعمیر و نگهداری روزمره حضور دارند. آنالیز حضور و عملکرد عامل انسانی می‌تواند نقشی موثر در کاهش و یا بهینه‌سازی مصرف شدن منابع انرژی داشته باشد. از این رو بررسی مدیریت حضور اپراتور به منظور کنترل حادثه‌ای نوعی با اجرای فرآیند نشت و تغذیه، در این پژوهش انجام گردید. بدین منظور مدیریت عملکرد اپراتور نیروگاه بررسی شده است. از این جهت با استفاده از کدهای مربوطه، شبیه‌سازی حادثه‌ای با رخداد بالا مانند از دست رفتن تمامی برق نیروگاه (Station Blackout)، برای نیروگاه هسته‌ای بوشهر انجام گرفت و رفتار اپراتور طی فرآیند نشت و تغذیه در کنترل حادثه آنالیز گردید. نتایج نشان دادند حضور اپراتور ضمن مدیریت حادثه از بروز حادثه شدید و فرارفت پارامترهای ترمویدرولیکی جلوگیری می‌کند. از طرفی استفاده از روش آنالیز قابلیت اطمینان انسانی (SPAR-H) به منظور ارزیابی این عملکرد، در این نوع از نیروگاه‌ها موکول می‌سازد. بنابراین تلفیقی از ارزیابی‌های ایمنی و قابلیت اطمینان با استفاده از آنالیزهای قطعی و احتمالاتی ایمنی، نتیجه متقنی را در تصمیم‌سازی مصرف منابع انرژی ارائه خواهد داد. این پژوهش می‌تواند به عنوان رهیافتی در سایر صنایع از جمله هوافضا، نفت، گاز و پتروشیمی و همچنین دفاعی نیز مورد استفاده قرار گیرد.

واژگان کلیدی: آنالیز عملکرد، فرآیند نشت و تغذیه، SPAR-H، مصرف منابع انرژی.

۱. مقدمه

عملکرد انسان بخش مهمی از وقایع و حوادث در بسیاری از صنایع بوده است. به تازگی، نقش خطای انسانی در تعدادی از رویدادها به خوبی مطالعه شده و مورد توجه در صنعت هسته ای نیز قرار گرفته است [۱]. هدف از آنالیز قابلیت اطمینان انسانی (HRA^۱) پشتیبانی از آنالیز احتمالاتی ایمنی (PSA^۲) در شناسایی و ارزیابی خطرات مربوط به سیستم‌های پیچیده است. آنالیز احتمالاتی ایمنی در رابطه با آنالیز قابلیت اطمینان انسانی، تحلیلگران را قادر می‌سازد تا به مسیرهای موازی که باعث ایجاد خطر، از جمله سهم انسان در این خطر می‌شوند، نگاه کنند. از دیدگاه نویسندگان، آنالیز قابلیت اطمینان انسانی به عنوان یک تجزیه و تحلیل کیفی و کمی انجام می‌شود که این به تحلیلگر کمک می‌کند تا تعاملات سیستم‌های انسانی را بررسی کند و تاثیر این تعاملات را بر عملکرد و قابلیت اطمینان سیستم بفهمد [۲]. همانطور که مبرهن است، انسان‌ها بخش جدایی ناپذیر نیروگاه‌های هسته ای هستند. از ساخت و ساز آن، تا تعمیر و نگهداری روزمره حضور دارند. در صنعت هسته ای روش‌های متعددی برای اندازه گیری قابلیت اطمینان انسانی وجود دارد که شامل: تکنیک پیش بینی میزان خطای انسانی (THERP)، تکنیک آنالیز خطای انسانی (ATHEANA^۳)، روش شناسایی قابلیت اطمینان و خطا (CREAM^۴)، SPAR-H و روش شاخص احتمال موفقیت (SLIM^۵) می‌باشد. هر یک از این روش‌ها با هدف فراهم آوردن مقدار دقیق و عددی احتمال خطای انسانی (HEP^۶) می‌باشد [۳]. روش استاندارد تحلیل ریسک

-
1. Human Reliability Analysis
 2. Probabilistic Safety Analysis
 3. A Technique for Human Event Analysis
 4. Cognitive Reliability and Error Analysis Method
 5. Success Likelihood Index Method
 6. Human Error Probability

انسانی (SPAR-H¹) برای بدست آوردن بهتر روش پیش بینی میزان خطای انسانی (THERP¹) و پیشگیرنده ی توالی حوادث (ASEP²) ساخته شده است [۴]. روش پیش بینی میزان خطای انسانی برای قالب خاصی از سناریو است و روش پیشگیرنده ی حوادث یک روش غربالگری ساده است، در حالی که روش استاندارد تحلیل ریسک انسانی برای تعریف طیف رفتار انسان، در حالی که همان مبانی نظری را حفظ می کند، است [۳]. روش استاندارد تحلیل ریسک انسانی یک روش شناخته و پذیرفته شده در روش های آنالیز قابلیت اطمینان انسانی است که از عوامل ایجاد کننده ی عملکرد (PSFs) برای طبقه بندی ورودی ها به مؤلفه انسانی استفاده می کند. فاکتورهای شکل دهنده ی عملکرد یا Performance Shaping Factors طیف گسترده ای از داده های ورودی شامل وضعیت پلان، پویایی کارکنان، شرح کار (وظیفه) و جنبه های روانشناختی انسان اپراتور را در بر می گیرد. بدین ترتیب با بررسی رفتار اپراتور در این پژوهش سعی می شود استفاده از این آنالیز در کاهش منابع انرژی از جمله مصرف منابع آبی و حرارتی با توجه به کنترل حادثه و پیشگیری از پیشروی آن توجه ملزوم صورت پذیرد. آنالیز حضور اپراتور از یک سوار تباط این رفتار را با میزان آسیب به قلب راکتور روشن می سازد و از سوی دیگر میزان مصرف منابع انرژی در ارتباط با کنترل پذیری این حادثه را تبیین می کند. بنابراین لزوم تعریف روش استفاده شده جهت این آنالیز رفتاری، نوع حادثه ی مورد نظر و روشی که اپراتور جهت اجرای کنترل حادثه و مصرف منابع انرژی پیش از پیش مشخص می شود که در بخش بعد به این موارد پرداخته شده است.

-
1. Standardized Plant Analysis Risk-Human Reliability Analysis
 2. Technique for Human Error Rate Prediction
 3. Accident Sequence Evaluation Program

۲. تئوری

در این بخش به حادثه‌ی نوعی مورد ارزیابی، روش استفاده شده جهت آنالیز رفتار اپراتور به عنوان عامل انسانی مدیریت کننده‌ی منابع انرژی و کنترل کننده‌ی حادثه، معرفی نیروگاه، فرآیند^۱ F&B (نشت و تغذیه) و نهایتاً کد استفاده شده جهت تحلیل ترموهیدرولیکی حادثه پرداخته شده است.

۲-۱. حادثه‌ی از دست دادن تمامی برق نیروگاه

به طور کلی از دست دادن توان الکتریکی نیروگاه به دنبال از دست رفتگی توان‌های خارجی و داخلی که به ندرت اتفاق می‌افتد را تحت عنوان (SBO^۲) از آن یاد می‌کنند [5]. به معنای بهتر از دست دادن تمام توان الکتریکی یا SBO 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 سیستم‌های اضطراری تأمین کننده توان برق جریان متناوب می‌باشد اما این تعریف، ایستگاه‌های در دسترس که توان AC^۳ خود را از منابعی دیگر مانند باتری یا منبع متناوب دیگری می‌گیرند، دربر نمی‌گیرد [6]. یکی از زمینه‌های اصلی در تجزیه و تحلیل حوادث شدید در راکتورهای هسته‌ای، حادثه از دست دادن تمام توان الکتریکی است [7]، در واقع آنالیز ریسک نیروگاه‌ها نشان می‌دهد که از دست دادن تمام توان الکتریکی می‌تواند نقش قابل تأملی در ریسک عملیاتی نیروگاه داشته باشد، که این بیش از ۷۰٪ از سهم ریسک کلی برای نیروگاه هاست [8]. بنابراین با توجه به اهمیت موضوع، پژوهش‌های زیادی در این زمینه انجام گرفته که در زیر اشارتی مختصر به آنها خواهد شد. تلاش‌ها برای تخمین میزان فرکانس حادثه‌ی از دست دادن تمام توان الکتریکی اولین بار در WASH-1400 منتشر شد [9].

1. Feed and Bleed
2. Station Blackout
3. Alternate Current

نتایج بدست آمده در WASH-1400 همراه با پرسش هایی در مورد قابلیت اطمینان دیزل ژنراتورهای اضطراری و تجارب تعدادی از نیروگاه های هسته ای در ارتباط با از دست رفتگی توان الکتریکی، باعث شد تا کمیسیون تنظیم مقررات هسته ای امریکا (NRC¹)، 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 50 CFR 10-63.50 و همچنین در 1.55 RG² ارائه شده بود، به پایان رسید. به منظور پیروی از قانون این حادثه، 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 [7]. در اوت ۲۰۰۳، پانزده سال بعد از تصویب قانون مربوط به این حادثه، کمیسیون تنظیم مقررات هسته ای امریکا گزارشی را مبنی بر " اثر بخشی نظارت بر ریسک این حادثه در نیروگاه های هسته ای " را در NUREG/CR-1776 منتشر کرد [1]. این گزارش نتایج به کارگیری این قانون را در مورد نیروگاه های هسته ای ایالات متحده نشان می دهد: " قانون مؤثر است و صنعت هسته ای و کمیسیون تنظیم مقررات هسته ای هزینه های صورت گرفته برای پیاده سازی این قانون را منطقی می شمارد ". این گزارش همچنین نشان می دهد که ۲۰ مورد از ۴۶ نیروگاه هسته ای دارای تنش این حادثه با درصد ۲۰ یا بیشتر در آسیب به قلب هستند. اخیراً، در سال ۲۰۰۵ کمیسیون تنظیم مقررات هسته ای امریکا 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 این حادثه را بررسی کرده است [10]. به دنبال حادثه ی فوکوشیما در سال ۲۰۱۱، شورای اروپا درخواست کرد که تمامی نیروگاه های هسته ای در اتحادیه ی اروپا باید

1. Nuclear Regulatory Commission
2. Regulatory Guide

مورد ارزیابی جامع ایمنی و ریسک قرار بگیرند. این درخواست شامل آزمایشات تنش^۱ در سطح ملی بود که توسط نهادی اروپایی باید انجام می‌شد. این بررسی‌ها نشان داد که حادثه‌ی از دست دادن تمام توان الکتریکی از لحاظ حاشیه‌ی ایمنی برای اکثر راکتورها محدودیت ایجاد می‌کند [10]. با توجه به محدودیت، به مطالب بیان شده اکتفا کرده و از طرفی می‌توان بیان داشت، تحقیقات نشان می‌دهند بررسی ترموهیدرولیکی آسیب به قلب در مدت زمان وقوع این حادثه و چگونگی مقابله‌ی با آن مورد توجه بوده است. اما از طرفی تحقیقات زیادی در مورد انواع روش‌های مقابله‌ی با این حادثه که به عنوان حادثه‌ی آغازگر با رخداد بالا می‌باشد، صورت پذیرفته است. در این مطالعه سعی می‌شود حادثه‌ی از دست دادن تمام توان الکتریکی با روش نشت و تغذیه مدیریت شود. عدم کنترل این حادثه با گذشت زمان منجر به از دست رفتن برداشت حرارت تولیدی حتی پس از خاموشی راکتور خواهد شد و این حادثه می‌تواند ذوب قلب را در پی داشته باشد از این رو با استراتژی نشت و تغذیه برای خنک کردن قلب در زمان مناسب و با تصحیح عملکرد اپراتور به مهار این حادثه پرداخته و تاثیر تصحیح عملکرد اپراتور در اجرای روش پیشگیرانه‌ی ذوب قلب و آنالیز ترموهیدرولیکی حادثه بررسی می‌شود. به دنبال این وقایع سیگنال اسکرم راکتور ارسال شده و موجب کاهش توان به سطح گرمای واپاشی می‌رسد. مؤثرترین انتقال حرارت بین مدار اول و دوم در ۲۸۰۰ ثانیه با کاهش فشار به اوج رسیده و به دنبال آن تبخیر سیال موجود در بخش ثانویه‌ی مولد بخار را ایجاد می‌کند. بعد از تخلیه شدن مولد بخار، گرم شدن خنک کننده در سیستم مدار اول همزمان با افزایش فشار در شیر ایمنی مربوط به فشارنده خواهد شد. به عنوان نتیجه‌ی این روند، از دست رفتگی خنک کننده و سپس گرم شدن قلب را در پی دارد. آسیب به قلب و محفظه‌ی فشار راکتور در فشارهای بالا رخ می‌دهد اگر که مدیریت حادثه صورت نگیرد. حضور اپراتور منجر به مدیریت حادثه و کم

کردن اثر آسیب به قلب خواهد شد. بدین نحو که اپراتور با باز کردن شیر ایمنی فشارنده و برداشت گاز اضطراری برای کاهش فشار و زمینه را برای استفاده از منابع تزریق آب مانند سیستم خنک کننده اضطراری (ECCS¹) و تزریق بورون فراهم کند تا در حین این حادثه خنک سازی قلب انجام شود. به دنبال مدیریت حادثه فشار مدار اولیه به فشار عملیاتی انباشتگرهای سیستم خنک کننده اضطراری و تزریق بورون می‌رسد. اگرچه جریان خروج بخار از شیرهای ایمنی فشارنده و خروج اضطراری گاز ممکن است به اندازه کافی نباشد و موجب می‌شود تزریق ناشی از انباشتگرها به صورت نوسانی صورت پذیرد. جریان پایداری از خنک سازی قلب ایجاد نمی‌شود و در نتیجه گرم شدگی قلب و افزایش دمای غلاف میله ی سوخت به بیش از ۱۲۰۰ درجه سانتی گراد را در پی دارد. هرچند کاهش فشار مدار اولیه در مقایسه با عدم مدیریت حادثه را خواهد داشت، در این حالت آسیب به قلب و محفظه راکتور در فشار پایین رخ خواهد داد. آنچه که در استراتژی نشت و تغذیه در اعمال آن به این حادثه در این تحقیق دنبال می‌شود، افزایش مدت زمان در اختیار اپراتور برای افزایش دوره ی زمانی کاهش سطح سیال در مولد بخار و در نتیجه کاهش آسیب به قلب و در حالت بهتر جلوگیری از آسیب به قلب، است. منظور از افزایش زمان تخلیه به معنی به تأخیر افتادن کاهش سطح سیال در مولد بخار و در نتیجه زمان بیشتری در اختیار اپراتور قرار می‌گیرد تا بتواند فرآیند نشت و تغذیه را مدیریت کرده و اثر این فرآیند را در کاهش آسیب به قلب خواهد داشت.

۲-۲. تکنیک SPAR-H

روش استاندارد تجزیه و تحلیل انسانی (SPAR-H) برای پشتیبانی از توسعه ی مدل‌های آنالیز احتمالاتی ریسک (PRA^۲) نیروگاه‌ها برای کمیسیون تنظیم مقررات هسته ای ایالات متحده

-
1. Emergency Core Cooling System
 2. Probabilistic Risk Assessment

توسعه یافته و اخیراً برای پشتیبانی از فرآیند نظارت بر راکتور استفاده شده است [3]. همانطور که قبلاً بیان شد، این روش در ابتدا تحت عنوان پیشگیرنده‌ی توالی حوادث (ASP¹) نامیده می‌شد و استفاده از ASP توسط کمیسیون تنظیم مقررات هسته‌ای آمریکا به رسمیت شناخته شده بود [5]. این روش به عنوان جایگزین دو روش محبوب و نزدیک به هم در آن زمان توسعه یافت. تکنیک پیش‌بینی میزان خطای انسانی (THERP) به طور رسمی به عنوان یک روش برای ده سال در دسترس بود، اگرچه جنبه‌های تکنیک پیش‌بینی میزان خطای انسانی در سال ۱۹۷۵ در تحقیقات ایمنی راکتور کمیسیون تنظیم مقررات هسته‌ای ایالات متحده در دسترس عموم قرار داشت [4]. آنالیز تکنیک یاد شده نیاز به آموزش قابل توجه و تسلط موضوعی برای تکمیل شدن، داشت. به علت اینکه تکمیل این آنالیز تحت محدودیت زمان و منابع دارای مشکل بود، نسخه‌ای ساده از تکنیک پیش‌بینی میزان خطای انسانی در سال ۱۹۸۷ راه‌اندازی شد و به پروسه‌ی تجزیه و تحلیل قابلیت اطمینان انسانی برنامه‌ی ارزیابی توالی حوادث (ASEP) نامگذاری شد. در حالی که مبنا تکنیک پیش‌بینی میزان خطای انسانی است، اما تخمین‌های ارزیابی توالی حوادث دارای اختلاف با آن است. بعلاوه، این تکنیک اغلب به عنوان یک روش غربالگری در آنالیز قابلیت اطمینان انسانی تأیید شد، به این معنی که استفاده از آن عمدتاً برای ارزیابی‌های تقریبی احتمال برای تعیین ریسک است. این رویکرد در مقایسه با نتایج ظریف ارائه شده توسط تکنیک پیش‌بینی میزان خطای انسانی، صرفه‌جویی قابل توجه در زمان و سادگی بیشتر در تکمیل آنالیز را ارائه می‌دهد [3].

SPAR-H (روش استاندارد تجزیه و تحلیل انسانی) از ساده‌سازی و تعمیم بیشتر دو رویکرد تکنیک پیش‌بینی میزان خطای انسانی (THERP) و برنامه‌ی ارزیابی توالی حوادث (ASEP) بوجود آمد. روش پیش‌برنده‌ی توالی حوادث یا ASP² در سال ۱۹۹۹ تصحیح و تصویب شد و

1. Accident Sequence Precursor
2. Accident Sequence Precursor

مدل ارزیابی احتمالاتی ریسک به نام آنالیز استاندارد ریسک پلان (SPAR¹) نام گرفت [1]. در سال ۲۰۰۵ و در جدیدترین ویرایش اختصار SPAR-H تصویب شد، بدین معنا که H نشان داد این روش در مقایسه با تمرکز گسترده تر آنالیز احتمالاتی ریسک در مدل های آنالیز استاندارد ریسک به طور خاص به آنالیز قابلیت اطمینان انسان متصل می باشد [2]. SPAR-H همزمان با روش های اروپایی آنالیز قابلیت اطمینان انسانی مانند تکنیک ارزیابی و کاهش خطاهای انسانی (HEART²) [11] و روش شناختی آنالیز قابلیت اطمینان و خطا (CREAM) که به همین ترتیب فراتر از سناریوی تطبیق یافت شده در تکنیک پیش بینی میزان خطای انسانی و از یک سری فاکتورهای شکل دهنده ی عملکرد استفاده می کنند [3]. 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 ی عملکرد انجام می شود و تخصیص وابستگی برای تنظیم احتمال خطای انسانی با استفاده از چگونگی اختصاص مقدار مناسب به فاکتورهای شکل دهنده ی عملکرد و ارائه ی یک مدل تنظیمی برای کاهش ضرب دوگانه ی عوامل مؤثر و مشترک در این فاکتورها 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 ی خطای انسانی را با استفاده از فاکتورهای شکل دهنده ی عملکرد انجام داده و برای تنظیم و جلوگیری از تضریب عوامل مشترک بین فاکتورهای شکل دهنده ی عملکرد و وابستگی از مدل تعریفی خود بهره می برد همچنین با استفاده از احتمال خطای انسانی و فاکتورهای شکل دهنده ی عملکرد از پیش تعریف شده به طور همزمان چگونگی اختصاص مقدار به فاکتورهای شکل دهنده ی عملکرد را راهنمایی می کند، از توزیع بتا برای عدم قطعیت استفاده می کند و با استفاده از برگه های کار (Worksheets) اطمینان از انطباق تحلیل را حاصل می کند [2]. روش SPAR-H فعالیت انسانی را

-
1. Standard Plant Analysis Risk
 2. Human Error Assessment & Reduction Technique

به یکی از دو مقوله‌ی شناختی و عملی تقسیم کرده است. نمونه‌هایی از وظایف عملی عبارتند از کار با تجهیزات، روشن کردن پمپ، خط یابی (Lineup)، انجام تست یا کالیبراسیون و سایر فعالیت‌هایی که در مراحل مختلف و طبق روند پلان باید انجام شوند. وظایف تشخیصی وابسته به دانش و تجربه برای درک شرایط موجود، برنامه‌ریزی و الویت‌بندی فعالیت‌ها و تعیین دوره‌های مناسب اقدام است. نرخ خطای پایه برای هر دو نوع وظیفه مرتبط با روش SPAR-H با سایر روش‌های آنالیز قابلیت اطمینان انسانی کالیبره شده به طوری که این کالیبره شدن میزان خطای این روش را با سایر روش‌ها در محدوده‌ی پیش‌بینی شده‌ی آن‌هاست. تعدادی از روش‌های آنالیز قابلیت اطمینان انسانی یک مدل عملکرد صریح انسانی ندارند. روش SPAR-H بر اساس یک مدل پردازش اطلاعات دقیق از عملکرد انسان ایجاد شده که از منابع علوم رفتاری برگرفته شده [2]. در سال ۱۹۹۹، با تحقیقات بیشتری که انجام شد، ۸ فاکتور شکل دهنده‌ی عملکرد یافت شد که قادر به تأثیر بر رفتار انسان هستند. این فاکتورها در فرآیند اندازه‌گیری SPAR-H محاسبه می‌شوند و عبارتند از: زمان در دسترس^۱، استرس یا استرس‌زها^۲، پیچیدگی^۳، تجربه یا آموزش^۴، روندها^۵، ارگونومی یا رابطه‌ی انسان-ماشین^۶، آمادگی بدنی برای انجام وظیفه^۷، فرآیند کار^۸.

در حالی که بسیاری از روش‌های معاصر، فاکتورهای شکل دهنده‌ی عملکرد را به نوعی در نظر می‌گیرند، روش SPAR-H یکی از معدود روش‌هایی است که تأثیر مثبت بالقوه این عوامل را مورد توجه قرار می‌دهد. بدین معنی که تأثیرات مثبت این فاکتورها در بعضی موارد

-
1. Available Time
 2. Stress/Stressors
 3. Complexity
 4. Experience/Training
 5. Procedures
 6. Ergonomics/HMI
 7. Fitness for Duty
 8. Work Process

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 [2]. این روش در ابتدا احتمال خطای انسانی را به خطاهای شناختی و عملکردی تقسیم کرده و با بدست آوردن فاکتورهای شکل دهنده ی عملکرد و تخصیص وابستگی^۱، مقدار نهائی احتمال خطای انسانی را در اختیار قرار می دهد. HEP یا احتمال خطای انسانی نهائی که با استفاده از ضرایبی تنظیم می شود از طریق رابطه (۱) محاسبه می شود.

$$HEP = \frac{NHEP \times PSF_{composite}}{NHEP (PSF_{composite} - 1) + 1} \quad (1)$$

که در این رابطه NHEP برای خطای تشخیصی 0.01 و برای خطای عملی 0.001 می باشد و همچنین $PSF_{composite}$ از ضرب ۸ فاکتور شکل دهنده ی عملکرد بدست می آید [12].

۲-۳. معرفی نیروگاه تولید توان برق 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 [13]. این راکتور در واقع مدل شرقی راکتورهای آبی تحت فشار (PWR^۲) می باشد که آب در آن هم به عنوان خنک کننده و هم کند کننده مورد استفاده قرار می گیرد [7]. نیروگاه مورد مطالعه در پژوهش حاضر از همین نوع می باشد. کلمه VVER مخفف Voda Voda Energo Reactor است که در زبان روسی به معنی راکتور انرژی با خنک کننده و کند کننده آبی می باشد. این راکتور دارای چرخه سوخت سه ساله می باشد و ظرفیت تولید توان

1. Dependency

2. Pressurized Water Reactor

الکتریکی MWe ۱۰۰۰ 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 می‌باشد. فرآیند تولید انرژی الکتریکی در این نیروگاه هسته ای را می‌توان به طور ساده به دو مرحله ی کاملاً مجزا تقسیم نمود که در دو مدار مستقل شامل مدار اول و مدار دوم انجام می‌پذیرد. 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 می‌شود. مبدل بخار یک مبدل حرارتی است که آب مدار اول درون لوله‌های 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 می‌شود. آب مدار اول پس از خروج از مولد بخار توسط پمپ مدار اول برای برداشت مجدد گرما به قلب بازگردانده می‌شود. سیستم مدار اول شامل راکتور، چهار مدار خنک کننده مشابه که هر مدار شامل یک پمپ و یک مولد بخار می‌باشد و فشارنده که به طور مشترک بر روی چهار مدار عمل می‌کند و وظیفه ی تنظیم فشار داخل مدار خنک کننده راکتور هنگام تغییر بار مولدهای بخار را بر عهده دارد، می‌باشد. 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 می‌آورد. سپس بخار خروجی از توربین به وسیله ی دو دستگاه چگالنده به آب تبدیل می‌شود و مجدداً به مولد بخار بازگردانده می‌شود.

۲-۴. فرآیند نشت و تغذیه (F&B)

این فرآیند به عنوان روشی که جهت مدیریت منابع انرژی و همچنین کنترل حادثه استفاده شده است از اهمیت ویژه ای برخوردار است. اهمیت کاربرد فرآیندهای نشت و تغذیه برای حوادث از دست رفتن جریان پس از حادثه 2-TMI¹ به شدت مورد توجه قرار گرفت. 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 تکنیک نشت و تغذیه می تواند باعث حفظ حالت شبه پایدار برای فشار سیستم از طریق چرخه ی فعالیت شیرهای کاهش فشار باشد. شیمک و همکاران [10] برای اولین بار ایده ی استفاده از راهکارهای متفاوت برای برنامه های کاربردی نشت و تغذیه را به عنوان یک تجزیه و تحلیل مقدماتی برای حالتی که تعادل شبه پایدار انرژی است، توسعه دادند [14]. در زیر به گوشه ای از عملیات و کارکردهایی که توسط سیستم نشت و تغذیه انجام می گیرد اشاره شده است [6]:

- 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)

۲-۵. معرفی کد RELAP5/MOD 3.2

به منظور آنالیز رفتار نیروگاه با توجه به حادثه ی روی داده از شبیه سازی عددی به کمک کد RELAP5/MOD 3.2 بهره گرفته شده است. این کد پنجمین نسخه از مجموعه های کد RELAP است که به منظور شبیه سازی رفتار گذرای سیستم های راکتورهای آب سبک (LWR¹) در گستره ی بسیار وسیعی از شرایط حوادث فرضی طراحی شده است. برجسته ترین ویژگی اصلی در مجموعه ی RELAP5 استفاده از مدلی دوفازی، غیر تعادلی، ناهمگن و هیدرودینامیکی برای شبیه سازی رفتار حالت گذرای سیستم های دوفازی است. در نسخه ی RELAP5 ورژن ۳ مدل کامل غیر تعادلی دو سیالی با ۶ معادله استفاده شده است. کد RELAP5

برای تحلیل حالت گذرا در راکتورهای آب سبک به کار می‌رود. مدل‌های RELAP5 پاسخ ترموهیدرولیک سرتاسر سیستم خنک کننده ی راکتور و فشار سیستم کنترل سینتیک راکتور و فشار سیستم‌های خاص راکتور، مانند شیرها و ... را محاسبه می‌کند. با توجه به اینکه در راکتورهای هسته ای، پارامترهای مختلف از دو بعد هیدرولیکی و نوترونی قابل بررسی است، لذا بایستی معادلات حاکم بر هر دو دسته را به طور دقیق ارزیابی و سپس به صورت همزمان حل نمود. مدل ترموهیدرولیکی این کد به صورت پیش فرض دارای متغیرهای مستقل زمان (t) و فاصله (x) می‌باشد و همچنین هشت معادله برای هشت متغیر اولیه ی وابسته حل می‌کند که عبارتند از فشار (P)، انرژی داخلی (U)، فاکتور خلأ (α_g)، سرعت بخار (V_g) و سرعت مایع (V_f)، کیفیت غیر قابل تراکم پذیر (X_n)، دانسیته ی بور (ρ_b). معادلات دیفرانسیلی دو سیالی اساس معادلات هیدرودینامیکی را تشکیل می‌دهد که در RELAP5/MOD3.2 استفاده می‌شود، این معادلات توسط روش‌های عددی و محاسباتی حل می‌گردد. از این رو کد RELAP5/MOD3.2 که پنجمین نسخه موجود از مجموعه کدهای RELAP می‌باشد، این ارزیابی را انجام داده و به منظور شبیه سازی حادثه مورد نظر استفاده گردیده است [15].

۳. نتایج، بحث و نتیجه گیری

همانطور که از جدول (۱) مشخص است میزان CDF^1 (فرکانس آسیب به قلب راکتور)های بدست آمده با توجه به میزان احتمال خطای انسانی (HEP) متفاوت می‌باشد و با کاهش میزان HEP همانطور که انتظار می‌رود CDF هم کمتر است. آنچه که در مدارک نیروگاه موجود است مدیریت حادثه توسط اپراتور در ۵۰۰۰ ثانیه بعد از شروع حادثه است که مقدار آن $2/10 \times 10^{-6}$ فرکانس بر سال می‌باشد. تفاوت مقدار بدست آمده ناشی از تفاوت در روش‌های آنالیز خطای انسانی است که در مرجع نیروگاه بر اساس روش THERP بدست آمده است. همچنین از طرفی

مقادیر فرکانس‌های آسیب به قلب با توجه به محدوده‌ی ذکر شده در منابع^۱ IAEA و کمیسیون تنظیم مقررات هسته ای امریکا قابل پذیرش هستند.

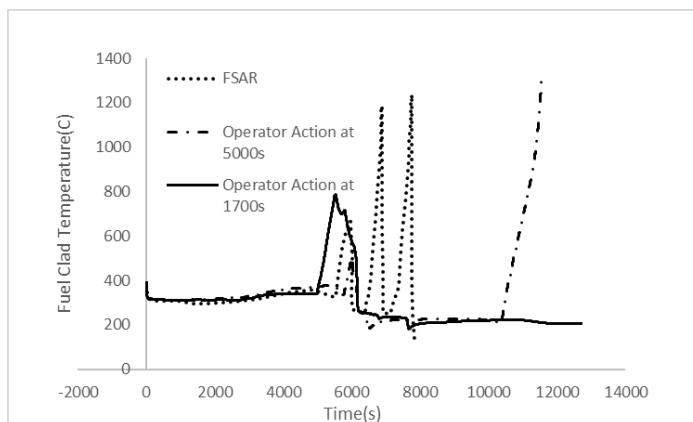
جدول ۰۱. رابطه‌ی HEP (احتمال خطای انسانی) و CDF (فرکانس آسیب به قلب)

CDF	HEP	سطح زمان در دسترس	زمان حضور اپراتور(ثانیه)	ردیف
$4/503 \times 10^{-6}$	$5/98 \times 10^{-3}$	Nominal	۱۵۰۰	۱
$4/503 \times 10^{-6}$	$5/98 \times 10^{-3}$	Nominal	۱۸۰۰	۲
$4/503 \times 10^{-6}$	$5/98 \times 10^{-3}$	Nominal	۲۸۰۰	۳
$4/074 \times 10^{-6}$	$1/5 \times 10^{-3}$	Extra	۳۹۰۰	۴
$4/074 \times 10^{-6}$	$1/5 \times 10^{-3}$	Extra	۵۰۰۰	۵
$4/074 \times 10^{-6}$	$1/5 \times 10^{-3}$	Extra	گرمایش قلب(۶۴۰۰)	۶

مأخذ: نتایج تحقیق

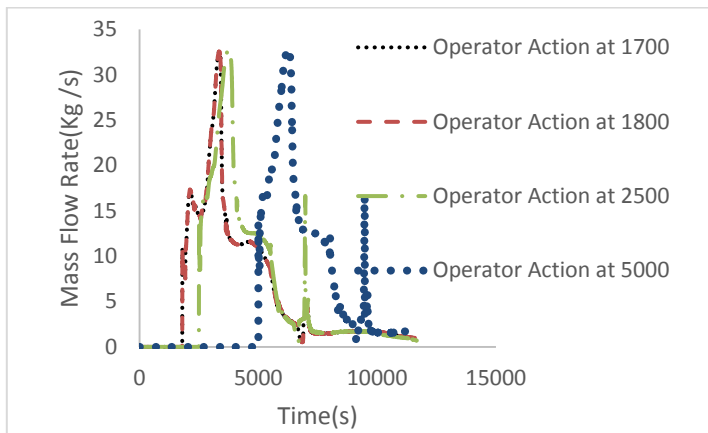
بنابراین حضور اپراتور در زمان‌های ابتدایی از شروع حادثه میزان فرکانس آسیب بیشتری را ایجاد خواهد کرد و می‌بایست زمان در اختیار اپراتور افزایش یابد. حال سوال اینجاست که افزایش زمان در اختیار تا کجا می‌تواند باشد تا هم معیارهای ایمنی رعایت شوند و هم اینکه منابع انرژی کمتری مورد استفاده قرار گیرد. طبق نتایج حاصل از کد RELAP5/MOD3.2 حداکثر زمان در اختیار اپراتور ۱۷۰۰ ثانیه از شروع حادثه است زیرا پس از آن ورود اپراتور کمکی به کنترل حادثه نخواهد کرد و فقط افزایش هدر رفت منابع انرژی را در پی خواهد داشت. این نکته در شکل (۱) نشان داده شده است. طبق این شکل دمای غلاف سوخت قلب نیروگاه با حضور اپراتور در کمتر از ۱۷۰۰ ثانیه از رسیدن دمای غلاف سوخت به بیش از ۱۲۰۰ درجه‌ی سانتی‌گراد جلوگیری می‌کند که این مطابق با معیار ایمنی نیروگاه است.

1. International Atomic Energy Agency



شکل ۱. دمای غلاف سوخت نیروگاه

همچنین با توجه به این شکل نتیجه‌ی مربوط به گزارش نهائی ارزیابی ایمنی نیروگاه یا FSAR^۱ حاکی از عبور دمای غلاف از معیار ایمنی (دمای ۱۲۰۰ درجه سانتی‌گراد) می‌باشد. بنابراین مشخص شد که حداکثر زمان در اختیار ۱۷۰۰ ثانیه خواهد بود از این جهت که شرط کنترل پذیری حادثه رعایت شده است. حال این نکته اهمیت دارد که این زمان تعیین شده مصرف منابع انرژی را بیشتر خواهد کرد. همانطور که از شکل (۲) مشخص است حضور اپراتور در زمان‌های ابتدایی میزان مصرف منبع انرژی آبی را افزایش می‌دهد و در زمان‌های دورتر از حادثه میزان مصرف کمتر خواهد بود. به طوری که حجم آب مصرفی به طور میانگین در هر ثانیه معادل ۶/۸ لیتر می‌باشد و بنابراین زمان بندی مناسب حضور اپراتور هم از بعد ایمنی و هم از لحاظ بهینه مصرف شدن منابع بسیار حائز اهمیت است چرا که کاهش مصرف مطلوب بوده اما کنترل پذیری حادثه و همچنین کاهش فرکانس آسیب نیز مورد توجه هستند.



شکل ۲. حضور اپراتور در زمان‌های متفاوت و مصارف منبع انرژی

می‌توان نتیجه‌گیری کرد که در این پژوهش مدیریت منبع انرژی آبی در یک نیروگاه تولید توان برق از نوع هسته‌ای مورد ارزیابی قرار گرفت. نتایج حاکی از آن بودند که رابطه‌ای بین مدیریت حادثه‌ی نوعی و همچنین خطای انسانی و کاهش در مصرف منبع انرژی وجود دارد که با تلفیق آنالیزهای ایمنی، ترویدرولیک و آنالیز قابلیت اطمینان انسانی تحت روش SPAR-H بدست آمد، که به موجب این موارد تصمیم‌گیران ایمنی نیروگاه می‌بایست شرایط منابع انرژی و همچنین عدم تخطی از معیارهای ایمنی که در مورد این نوع از نیروگاه‌ها تعریف شده است را در نظر گرفته و بهترین تصمیم را در مورد افزایش یا کاهش مصرف در منابع انرژی اتخاذ کنند. زیرا کنترل حادثه از ابتدای وقوع امری بديهی است اما نشان داده شد با آنالیز رفتار اپراتور به عنوان کنترل‌کننده‌ی حادثه، زمان شروع برای مدیریت حادثه را می‌توان با تاخیری حداکثر ۲۰۰ ثانیه‌ای آغاز کرد که موجب کاهش مصرف در منابع انرژی خواهد بود اما با توجه با در اولویت قرار داشتن مسائل ایمنی نیروگاه‌های هسته‌ای افزایش یا کاهش مصرف در منابع انرژی را با ارزیابی شرایط حادثه می‌توان مورد توجه قرار داد.

منابع

داورزنی، احمد (۱۳۸۴). فیزیک کاربردی راکتورهای هسته‌ای، چاپ اول. تهران، ایران: سازمان انتشارات جهاد دانشگاهی.

- Atomic Energy Organization of Iran** (2007). Final Safety Analysis Report (FSAR) for BNPP: Introduction and General Description of NPP, Chapter 1. Section 0. [10]
- Atomic Energy Organization of Iran** (2007). Final Safety Analysis Report (FSAR) for BNPP: Primary Circuit and Connected Systems, Chapter 5. [7]
- 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>. [12]
- Blackman, H.S., and Byers, J.C** (1995). ASP Human Reliability Methodology Development, INEL-95/0139, Idaho Falls: Idaho National Engineering Laboratory. [8]
- Blackman, H. S., and Byers, J.C** (1994). ASP/SPAR Methodology, internal EG&G report developed for the U.S. Nuclear Regulatory Commission. [1]
- Board, A. E. R** (2003). Primary Heat Transport System for Pressurized Heavy Water Reactors. AERB/NPP-PHWR/SG/D-8, AERB, Mumbai, India. [6]
- Burgazzi, L., LO Frano, R** (2015). Application of Risk-in formed Probabilistic and Deterministic Safety Approach to Estimate the Risk of External Event. [9]
- 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. [3]
- 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. [2]
- Hallee, B. T** (2013). Feed-and-bleed transient analysis of OSU APEX facility using the modern Code Scaling, Applicability, and Uncertainty method (Doctoral dissertation). [14]
- NRC, U.S** (2005). Reevaluation of Station Blackout Risk at Nuclear Power Plants, NUREG/CR 6890, Washington. [5]
- The RELAP5 Code Development Team (RCDT)** (2001). RELAP5/MOD3.2 Code Manual, Chapter 2. Idaho National Engineering Laboratory, USA. [15]
- US Nuclear Regulatory Commission** (13975), 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. [14]
- Volkanovski, A., Prošek, A** (2013). Extension of station blackout coping capability and implications on nuclear safety. Nucl. Eng. Des. 255, 16-2. [11]