



## بررسی و آنالیز احتمالاتی اثر بکارگیری تجهیزات استرس تست در نیروگاه اتمی بوشهر در مواجهه با حادثه LUHS بوسیله کد SAPHIRE

تبادار، زهرا\*<sup>(۱)</sup> - انصاری فر، غلامرضا<sup>(۲)</sup> - پیروزمند، احمد<sup>(۳)</sup>

(۱) شرکت مهندسی مشاور افق هسته‌ای

(۲) دانشگاه اصفهان، دانشکده علوم و فناوری های نوین

(۳) دانشگاه شیراز، دانشکده مهندسی مکانیک

چکیده

در پاسخ به حادثه هسته‌ای فوکوشیما، ارزیابی ایمنی نیروگاه‌های اتمی در قالب برنامه استرس تست توسط آژانس انرژی اتمی الزامی گردید. [1]. حذف از برنامه استرس تست بررسی مجدد و بهبود قابلیت سیستم‌های ایمنی در برخورد با حوادث خارجی نظیر سیل، زلزله و حملات تروریستی می‌باشد. مهمترین حوادث که پس از حادثه فوکوشیما مورد توجه قرار گرفت دو حادثه از دست رفتن سیستم برداشت حرارت نهایی (Loss of ultimate heat sink) و حادثه SBO (Station black out) می‌باشد. در این مقاله با استفاده از روش‌های احتمالاتی (PSA) برای اولین بار میزان فرکانس ذوب قلب راکتور نیروگاه اتمی بوشهر در مواجهه با حادثه LOHS محاسبه شده و با استفاده از راهکارهای برنامه استرس تست، تجهیزات پرتابل جهت کم کردن عواقب ناشی از این حادثه طراحی شده است. همچنین فرکانس ذوب قلب مجدداً برای این حادثه در حالت استفاده از تجهیزات سیار محاسبه گردیده و اثر بکارگیری این تجهیزات با کاهش فرکانس ذوب قلب از  $1.419e-8$  به  $1.01e-11$  به خوبی نشان داده می‌شود.

کلید واژه: روش‌های آنالیز احتمالاتی (PSA)، از دست رفتن سیستم برداشت حرارت نهایی (LUHS)، SAPHIRE، استرس تست (Stress test)، فرکانس ذوب قلب (CDF)

### Probabilistic Safety Assessment of Loss of Ultimate Heat Sink accident in VVER-1000/V446 nuclear reactor for Stress Test Program Development

Z. Tabadar<sup>1</sup>, G. R. Ansarifard<sup>1,\*</sup>, A. Pirouzmand<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Department of Nuclear Engineering, Faculty of Advanced Sciences and Technologies, University of Isfahan, Postal Code: 81746-73441, Isfahan-Iran

<sup>2</sup>Department of Nuclear Engineering, School of Mechanical Engineering, Shiraz University, Shiraz-Iran

#### Abstract

In response to the Fukushima Daiichi nuclear accident, safety assessments as stress test program were carried out on all EU nuclear power plants [1]. The aim was to check and improve the ability of nuclear safety systems to withstand damage from hazards such as flooding, earthquakes, terrorist attack or aircraft collision. The most two important nuclear accidents which are considered after the Fukushima hazards are Loss of Ultimate Heat Sink (LUHS) and station blackout (SBO). In this paper, for the first time, the LUHS accident and the prevention management as a stress test program has been evaluated on a reference plant to assess the safety system functions. Therefore, using some approaches for stress test strategy, some portable equipment is evaluated to decrease the



consequence of this accident. The safety of the nuclear power plant is analyzed through a risk measure assess by the probabilistic safety assessment and Core Damage Frequency (CDF) is calculated. The calculated CDF value for the LUHS accident is  $1.419E-8$  per year and by using the portable diesel pump, the CDF value was improved in to  $1.01E-11$  per year

**Keywords:** Probabilistic Safety Assessment (PSA), Loss of Ultimate Heat Sink (LUHS), SAPHIRE, Stress Test, Core Damage Frequency (CDF)

### مقدمه

یکی از اجزاء مهم نیروگاه که نقش مهمی در بهره‌برداری ایمن نیروگاه (بهره‌برداری نرمال و خاموشی نیروگاه) و همچنین کنترل حادثه دارد، منبع نهایی برداشت حرارت و سیستم‌های مرتبط با آن است. منبع نهایی برداشت حرارت نیروگاه معمولاً حجمی از آب، آب زیرزمینی یا اتمسفر است که تمام یا قسمتی از حرارت باقیمانده در شرایط کارکرد نرمال، رویدادهای عملیاتی پیش‌بینی شده و یا وقوع حادثه به آن منتقل می‌شود. این منبع می‌تواند آب اقیانوس، دریا، دریاچه، رودخانه و یا استخرهای مصنوعی بزرگ باشد. در این خصوص طراحی باید به گونه‌ای باشد که علاوه بر اینکه در برابر بدترین شرایط طبیعی محتمل مقاومت نمایند، در برابر اثرات ناشی از ترکیب حوادث طبیعی محتمل نیز بتواند وظیفه اصلی خود را انجام دهد. بطور کلی وظیفه منبع نهایی برداشت حرارت، برداشت حرارت باقیمانده در شرایط بهره‌برداری نرمال (شامل کارکرد نرمال و خاموشی نرمال راکتور) و در شرایط رخداد حوادث مبنای طراحی (مانند حادثه از دست رفتن خنک‌کننده<sup>۱</sup>) می‌باشد. از جمله این وظایف می‌توان به موارد زیر اشاره نمود:

- خنک‌کردن اجزاء سیستم‌های پشتیبان و جانبی واحد
- خنک‌کردن سیستم‌های تهویه در بخش‌های هسته‌ای واحد
- برداشت حرارت باقیمانده در حالات مختلف خاموشی راکتور
- خنک‌سازی استخر ذخیره‌سازی سوخت
- خنک‌کردن تمامی سیستم‌های مرتبط با مدیریت حوادث و اجزای آن از جمله دیزل ژنراتورهای اضطراری
- تامین شرایط محیطی مناسب برای کارکرد سیستم‌های ایمنی (سطح ۳ دفاع در عمق) و زنجیره برداشت حرارت باقیمانده اضطراری (سطح ۴ دفاع در عمق)<sup>[2]</sup>

بنابراین از دست رفتن منبع برداشت حرارتی نهایی با تاثیر بر روی وظائف مرتبط با ایمنی ذکر شده در بالا، اثر مستقیمی بر روی عملکرد واحد خواهد داشت. بگونه‌ای که اگر واحد در حالت بهره‌برداری نرمال باشد، اجزاء ضروری مورد نیاز برای کارکرد واحد (به عنوان مثال پمپ‌های مدار اول، سیستم‌های مختلف پشتیبانی و جانبی همانند سیستم کنترل حجم و سیستم‌های برداشت حرارت) در اثر از دست رفتن منبع نهایی برداشت حرارت، به واسطه خنک‌سازی نامناسب در مدت زمان کوتاهی از دست خواهند رفت و منجر به تریپ راکتور خواهند

<sup>3</sup> Loca



شد. در صورتیکه واحد در حالت خاموشی نرمال باشد، از دست رفتن منبع نهایی برداشت حرارت منجر به از دست رفتن کارکردهای عملیاتی و مرتبط با ایمنی مانند خنک‌سازی استخر ذخیره سوخت و همچنین منجر به مختل شدن خنک‌سازی مجتمع‌های سوخت درون راکتور و خنک‌سازی اجزاء و سیستم‌های تهویه می‌شود. در زمان نیاز به دیزل ژنراتورهای اضطراری، از دست رفتن منبع نهایی برداشت حرارت منجر به ناکارآمدی دیزل‌ها و عدم توانایی در کنترل حادثه می‌شود.

- استفاده از تجهیزات سیار پشتیبان

جهت جلوگیری از پیشرفت حادثه از دست رفتن منبع برداشت حرارت نهایی، جلوگیری از تبدیل شدن آن به حادثه وخیم و ذوب سوخت، دیزل‌پمپ‌های سیار جهت تامین آب مورد نیاز برای برداشت حرارت در نظر گرفته شده است:

- حاشیه ایمنی در نظر گرفته شده در طراحی نیروگاه موجب پایداری ساختمان‌ها، سیستم‌ها و تجهیزات کلاس 1 در برابر زلزله و آب گرفتگی می‌شود.
  - حادثه تنها به از دست رفتن منبع برداشت حرارت نهایی محدود بوده و برق‌رسانی به سیستم‌های مورد نیاز در بلندمدت امکانپذیر خواهد بود.
  - تجهیزات سیار پشتیبان مورد نیاز، در مکانی مشخص در نیروگاه نگهداری می‌شود. تجهیزات در شرایط حادثه طبق دستورالعمل و از مسیر مشخص به نواحی پیش‌بینی شده منتقل شده و به سیستم‌های مورد نظر متصل می‌گردد.
- در این حالت حادثه با استفاده از دیزل‌پمپ‌های سیار به صورت زیر کنترل می‌شود:

- اتصال دیزل‌پمپ پشتیبان و آغاز برداشت حرارت از استخر سوخت (تامین آب مورد نیاز بوسیله مخازن (RS

- در صورت عدم امکان راه‌اندازی پمپ‌های سیستم RR و RL، پمپ سیستم RS فعال شده و برداشت حرارت از مدار اول به کمک تخلیه بخار تولید، در مولد بخار توسط شیرهای BRU-A به اتمسفر انجام می‌باشد.

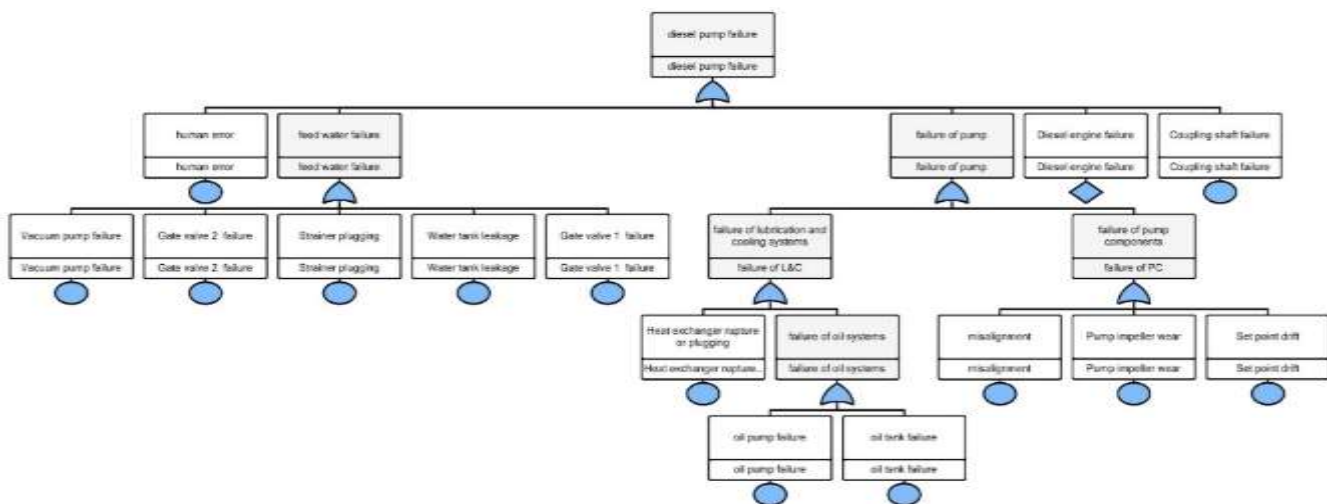
- با اتمام آب مخازن سیستم RS با استفاده از پمپ پشتیبان از آب دمین موجود در سایت و نهایتاً آب دریا استفاده می‌گردد.

روش انجام کار:

- روش آنالیز احتمالاتی ایمنی

میزان خطای عملکرد سیستم‌های ایمنی با استفاده از روش‌های احتمالاتی می‌تواند به صورت عددی محاسبه شوند. مدیریت طراحی و ایمنی نیروگاه‌ها در زمان عمر کارشان با استفاده از ابزارهای درخت خطا و درخت رویداد آنالیزی می‌شوند. مهمترین پارامتر که در آنالیز احتمالاتی ایمنی محاسبه و ارزیابی می‌گردد، فرکانس ذوب قلب راکتور می‌باشد (CDF). فرکانس ذوب قلب، مجموع فرکانس‌های ذوب قلب هر رویدادی است که می‌تواند منجر به ذوب قلب و یا اکسیداسیون غلاف سوخت و خرابی آن شود. مدل آنالیز احتمالاتی نیروگاه بوشهر براساس سطح ۱ آنالیز احتمالاتی تهیه شده است. در تهیه مدل آنالیز احتمالاتی نیروگاه مرجع، رویدادهای آغازگر داخلی، شامل خرابی سیستم‌ها، تجهیزات، عدم دسترس پذیری تجهیزات و یا خطای انسانی در نظر گرفته شده است. حادثه آغازگر LUHS که در این مقاله مورد بررسی قرار می‌گیرد می‌تواند به دو علت رویدادهای خارجی و داخلی پیش بیاید [3].

در مدل احتمالاتی نیروگاه بوشهر حادثه LUHS در نظر گرفته نشده است (به علت احتمال رخداد بسیار پایین) و مقدار CDF کل نیروگاه بوشهر بدون لحاظ نمودن این حادثه  $1.45 \text{ E-}51/\text{year}$  می‌باشد. پس از حادثه فوکوشیما و عواقب وخیم حادثه LUHS، مشخص گردید گرچه احتمال رخداد این حادثه بسیار کم است اما در صورت بروز عواقب بسیار شدیدی خواهد داشت و منجر به ذوب قلب راکتور می‌گردد. لذا به منظور محاسبه CDF کل قلب با لحاظ نمودن حادثه LUHS، می‌بایست درخت‌های خطا و درخت‌های رویداد مرتبط با این حادثه رسم و به کد SAPHIRE معرفی گردد [4]. به عنوان نمونه درخت خطای ساده شده مربوط به تجهیزات سیار در شکل شماره ۱ ارائه می‌شود. همچنین با استفاده از درخت خطا ارائه شده در شکل ۲، در جدول ۱ احتمال خطای minimal cut setهای مرتبط با این تجهیز ارائه می‌گردد [5].



شکل ۱: درخت خطای دیزل پمپ سیار



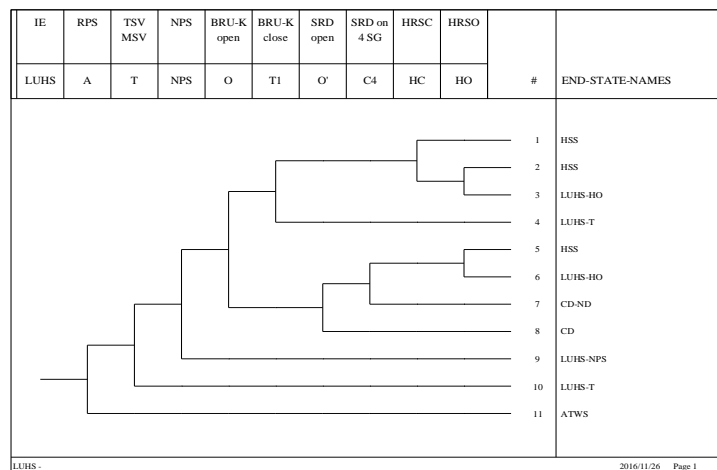
بیست و پنجمین کنفرانس هسته‌ای ایران  
 ۲۰ اسفندماه ۱۳۹۲ - دانشگاه آزاد اسلامی (واحد بوشهر)



جدول ۱: احتمال کمینه های برشی دیزل پمپ سیار

Minimal cut-sets	probability
Misalignment	0.000424
Set point drift	0.000633
Pump impeller wear	0.00011
Oil tank failure	2.3E-07
Oil pump failure	5.2E-05
Heat exchanger rupture or plugging	6E-07
Strainer plugging	7E-06
Gate valve 2 failure	1.2E-05
Vacuum pump failure	3.5E-05
Gate valve 1 failure	1.2E-07
Water tank leakage	2E-07
Coupling shaft failure	6.4E-05
Diesel engine failure	0.00036
Human error	1.39e-2

از آنجا که فرکانس ذوب قلب حادثه از دست رفتن منبع برداشت حرارت نهایی در مدل احتمالاتی نیروگاه مرجع در نظر گرفته نشده است، این حادثه و توالی رویدادهای وابسته در مدل درخت رویداد در نظر گرفته شده است.



شکل ۲: درخت خطای حادثه LUHS



جدول شماره ۲- عملکردهای ایمنی مورد نیاز جهت کنترل حادثه LUHS

توصیف عملکرد ایمنی	کد	کد	معیارهای موفقیت
آوردن راکتور به حالت زیر بحرانی و نگه داشتن آن در شرایط زیر بحرانی	A	RPS	قرار گرفتن میله‌های کنترل درون قلب (CPS) (CRs) بطور اتوماتیک
تضمین عدم نشت از MSH	T T1	TSV TCV MSIV BRU-K K close	بسته شدن اتوماتیک TSVs یا TCVs یا MSIVs در هر کدام از ۴ خط بخار بسته شدن اتوماتیک شیرهای BRU-K بعد از باز شدن
جلوگیری از افزایش فشار مدار دوم	O O'	BRU-K open  SRD open	باز شدن اتوماتیک یکی از شیرهای BRU-K باز شدن اتوماتیک یک FASD-A یا یک SGSV در یک SG
تضمین عدم نشت از قسمت جدا نشده از SG بعد از عملکرد SRD	C4	SRD	بسته شدن اتوماتیک FASD-A یا شیر cutoff آن، بسته شدن اتوماتیک SGSVs (در صورت باز نشدن FASD-A) در ۴ (C4) SG
در دسترس بودن سیستم برق نرمال	NPS	NPS	در دسترس بودن سیستم برق نرمال بعد از خاموش شدن راکتور
برداشت حرارت از قلب بصورت مدار بسته توسط توربین-کندانسور	HC	HRSC	عملکرد یکی از شیرهای BRU-K و تزریق آب توسط یک FWP یا AFWP به SG
برداشت حرارت از طریق مدار دوم بصورت مدار باز	HO	HRSO	باز شدن یکی از شیرهای FASD-A بطور اتوماتیک در مد فشار ثابت و یا یکی از SGSV ها و تزریق آب به یک SG از طریق یک MFW یا AFWP و جبران آب دیاریتور از طریق سیستم UD یا تزریق آب به یک SG از طریق یک EFWP و تزریق آب به تانک RS از طریق سیستم UD یا تزریق آب به یکی از SG ها توسط یک EFWP وقتی خط ارتباط بین تانک های RS باز است

• نتایج آنالیز احتمالاتی

حال با توجه به تعیین سناریوهای حادثه LUHS و محاسبه احتمال خطا برای هر یک از رویدادهای اصلی، فرکانس ذوب قلب با استفاده از کد SAPHIRE بدست آمد [6]. نتایج فرکانس ذوب قلب در جدول شماره ۳ نشان داده شده است. فرکانس کل ذوب قلب نیروگاه بوشهر با مقدار



1.45E-5 در سال تخمین زده شده است که در این تخمین حادثه LUHS لحاظ نشده است. فرکانس ذوب قلب محاسبه شده برای حادثه LUHS بصورت جداگانه 1.419E-8 در سال محاسبه گردیده است که در صورت استفاده از تجهیزات سیار این مقدار به 1.01E-11 بار در سال بهبود داده شده است. این مقادیر با محاسبه درصد معادل آنها در جدول نمایش داده شده است. بنابراین بکارگیری از استراتژی استرس تست در نیروگاه مرجع موجب کاهش فرکانس ذوب قلب تا 99.9% در مواجهه با حادثه LUHS می‌گردد.

از آنجایی که سهم حادثه LUHS در فرکانس ذوب قلب نیروگاه رفرنس قابل ملاحظه نیست و در صورت رخداد عواقب خیلی وخیمی خواهد داشت، استفاده از تجهیزات سیار فرکانس کل ذوب قلب را تنها 0.14% بهبود بخشیده است.

#### جدول ۳: فرکانس ذوب قلب

	CDF(LUHS) [1/yr]	CDF(LUHS)[%]	CDF(total) [1/yr]	$\Delta$ CDF(LUHS) [%]	$\Delta$ CDF(total) [%]
Reference plant	1.419E-8	9.70E-2	1.452E-5	99.93	0.14
Implementing of Portable Diesel Pump	1.01E-11	6.97E-5	1.450E-5		

#### • آنالیز اهمیت و حساسیت

استفاده از روش‌های آنالیز اهمیت به منظور تعیین سهم ریسک هر یک از رویدادهای پایه یا Cut setها و اهمیت نقش هر سیستم ایمنی در ایمنی کل نیروگاه بکار می‌رود. در PSA، عدم قطعیت معمولاً به وسیله آنالیز حساسیت یا آنالیز عدم قطعیت تعیین می‌گردد. آنالیز حساسیت زمانیکه دارای اهمیت می‌باشد که تغییرات در اطلاعات یا ورودی‌ها نظیر تغییرات در معیارهای پذیرش و یا فرضیات مدل باعث تغییر در نتایج گردد. بنابراین لازم است مدل‌ها اصلاح شوند و آنالیز احتمالاتی مجدداً انجام شود. جدول ۴ رویداد پایه که بیشترین سهم در فرکانس ذوب قلب دارند را نشان می‌دهد. پارامترهای مرتبط با این رویدادهای پایه نظیر FV، RDF، RIF و SR در این جدول لحاظ شده‌اند و رویدادهای پایه براساس مقدار FV مرتب شده‌اند. همانطور که از این جدول مشاهده می‌شود CCF مرتبط با پمپ تغذیه اضطراری مولد بخار بیشترین مقدار FV را دارد و نقش مهمی را در CDF در حادثه LUHS بازی می‌کند. همچنین نقش اپراتور به منظور کاهش فشار مدار اول در اولویت بعدی قرار می‌گیرد. علاوه بر این به منظور نشان دادن تاثیر دیزل پمپ سیار بر روی ایمنی نیروگاه بوشهر در حادثه LUHS آنالیز حساسیت و آنالیز اهمیت مجدداً انجام شده و نتایج مربوط در جدول ۵ ارائه شده است. نتایج حاصل نشان می‌دهد که با در نظر گرفتن تجهیزات سیار به جای سیستم RS، دیزل پمپ سیار نقش مهمی را ایفا می‌کند. به طور کلی می‌توان نتیجه گرفت تا زمانی که دیزل پمپ سیار به منظور تغذیه مدار اول و دوم به کار برده می‌شود، برداشت حرارت به درستی انجام شده و خشک شدن سوخت و افزایش دمای قلب روی نخواهد داد و همچنین می‌توان نتیجه گرفت با بکارگیری دیزل پمپ سیار از دخالت اپراتور می‌توان صرفه نظر کرد.



# بیست و پنجمین کنفرانس هسته‌ای ایران

۲۰ اسفندماه ۱۳۹۷ - دانشگاه آزاد اسلامی (واحد بوشهر)



جدول ۴: نتایج مربوط به آنالیز اهمیت و حساسیت در حادثه LUHS

No.	Basic event	Description	FV	RDF	RIF	SR
1	CCF-EFW	Emergency Feed water pumps fail to run(RS system)	1.29E-1	1.15	2.45E+3	2.44
2	HUM-PRZ(PSD VAVE)	Human action- reducing the pressure in the reactor coolant circuit	1.21E-1	1.13	2.45E+3	2.31
3	HUM-FB	Human error (feed and bleed)	9.73E-2	1.11	2.85	2.06
4	REP	Repair	8.14E-2	1.09	4.37	1.87
5	TRIP-4	Trip-4 and more rod cluster control assembly	8.14E-2	1.07	5.44	1.85
6	DG-COM-DGS	Common Unit DG fails to run	6.53E-2	1.07	4.84	1.69
7	RA40S004VMC	Fast acting isolating valve fails to close	5.80E-2	1.06	9.99	1.63
8	FAV1	IE-inadvertent closure of one Fast acting isolating valve	4,02E-2	1.04	3.03	1.55
9	DEP-UD	Human action- Connecting the makeup of deaerator or RS tanks to the UD system	3.89E-2	1.03	4.02E+1	1.53
10	TSV	IE-Turbine Stop Valve closure without prohibition of FSDV-C opening	3.1E-2	1.03	2.90	1.40

جدول ۵: نتایج مربوط به آنالیز اهمیت و حساسیت سیستم ها پس از اجرای برنامه استرس تست

No.	Basic event	Description	FV	RDF	RIF	SR
1	DE-PDP	Diesel engine failure of Portable Diesel Pump	2.104E-1	1.408	2.1E+3	2.39
2	M-PDP	Misalignment of PDP	1.29E-01	1.329	1.27E+03	2.24
3	HUM-FB	Human error (feed and bleed)	8.14E-02	1.21	5.33	2.04
4	HUM-BRU	Actuation by operator of BRU cooling down mode	3.30E-02	1.10	3.23	1.77
5	TRIP-4	Trip-4 and more rod cluster control assembly	2.63E-02	1.10	4.88	1.75
6	CCF-LP-02-ALL	Common Cause Failure of TH10-40D001PMR	1.42E-02	1.06	5.12	1.67
7	RA40S004VMC	Fast acting isolating valve fails to close	1.22E-02	1.04	5.33	1.62
8	FAV1	IE-inadvertent closure of one Fast acting isolating valve	1,02E-02	1.04	3.13	1.53
9	MAINT-TF1	Unavailability due to maintenance TF10	5.89E-03	1.03	3.8E+1	1.41
10	TSV	IE-Turbine Stop Valve closure without prohibition of FSDV-C opening	2.8E-3	1.03	2.80	1.23





#### نتیجه گیری

در بررسی صورت گرفته آنالیز LUHS به عنان یک رویداد آغازگر برای نیروگاه اتمی بوشهر در نظر گرفته شده است. از آنجایی که این حادثه نه تنها در مدارک آنالیز طراحی محاسباتی قطعی در نظر گرفته نشده است. بلکه در مدارک محاسبات آنالیز احتمالاتی نیز برای این حادثه سهمی در محاسبه فرکانس ذوب قلب قائل نشده‌اند. پس از حادثه فوکوشیما و عواقب شدید پیش آمده، بررسی این حادثه نیز در دستور کار قرار گرفت. در این پروژه حادثه LUHS از دیدگاه آنالیز احتمالاتی مورد بررسی قرار گرفته و همراه با ارایه راه‌کارهایی بهبود عملکرد سیستم‌های ایمنی جهت کنترل این حادثه ارایه شده است. همچنین آنالیزهای احتمالاتی در نتیجه راه‌کارهای پیشنهادی انجام گرفت. راه‌کار ارایه شده جهت تعدیل این حادثه استفاده از دیزل پمپ‌های سیار می‌باشد که در صورت اتمام منابع آب طراحی شده، با استفاده از این تجهیزات سیار می‌توان مدار اول و یا مدار دوم و همچنین استخر سوخت‌های مصرف شده را آبرسانی نمود. نتایج آنالیز احتمالاتی صورت گرفته نشان می‌دهد که به کارگیری تجهیزات سیار موجب کاهش CDF مربوط به حادثه تا ۹۹٪ شده و همچنین نتایج قطعی نشان می‌دهد مادامیکه این تجهیزات سیار در دسترس هستند و قابلیت عملکردی دارند می‌توانند ذوب قلب را به تعویق بیندازند.

#### منابع و مأخذ

- [1] J. Kim, Soo-Yong Park, Kwang-Il Ahn, Joon-Eon Yang, 'iROCS: Integrated accident management framework for coping with beyond-design-basis external events' Integrated Safety Assessment Division, Korea Atomic Energy Research Institute, Daedeok-daero 989-111, Yuseong, Daejeon 305-353, Republic of Korea, 15 December 2014.
- [2] Volkanovski, A., Cepin, M., Marko, B., 2009. Application of the fault tree analysis for assessment of power system reliability. *Reliable. Eng. Syst. Saf.* 94, 1116-1127.
- [3] Andrija Volkanovski and Andrej Prosek, 2015. 'Delayed Station Blackout Event and Nuclear Safety', Jozef Stefan Institute, Jamova cesta 39, SI-1000 Ljubljana, Slovenia.
- [4] Nishio, M., Fujimoto, H., 2011. Study on Seismic PSA for a BWR in Shutdown State, ANS PSA 2011. International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis. American Nuclear Society, Wilmington, NC.
- [5] ONR, 2013. GDA close-out for the EDF and AREVA UK EPR reactor. In: GDA Issue GL-UKPER-CC-03 Rev 3-Fukushima Lessons Learned Impact on UK EPR. Office for Nuclear Regulation Assessment Report: ONR-GDA-AR-12-025, Rev 0.



بیست و پنجمین کنفرانس هسته‌ای ایران  
۲۰۱ اسفندماه ۱۳۹۲- دانشگاه آزاد اسلامی (واحد بوشهر)



[6] I.B. Wall, J.J. Haugh, D.HWorlege, Recent applications of PSA for managing nuclear power plant safety, Progress in nuclear energy, 39 (2001) 367-425.