

## کاربرد ارزیابی احتمالاتی ایمنی (PSA) برای راکتور آب سنگین صفر قدرت اصفهان

داوود، زیارتی<sup>۱</sup>؛ محسن، رفیعی کرهرودی<sup>۲\*</sup>

<sup>۱</sup>دانشگاه آزاد اسلامی واحد علوم و تحقیقات تهران گروه مهندسی هسته ای

<sup>۲</sup>سازمان انرژی اتمی ایران شرکت راهکار صنایع نوین

### خلاصه :

امروزه ، ارزیابی احتمالاتی ایمنی (PSA) برای بیش از ۳۷۰ نیروگاه هسته ای و ۳۰۰ راکتور تحقیقاتی در سراسر جهان انجام شده است . PSA روش مناسب و کاملی برای تعیین سناریوهای حوادث و تخمین کیفیت ریسک راکتورها می باشد. براساس نتایج محاسبات با ارائه راه حلها و تدابیر ، ایمنی سیستم را افزایش داد. در این تحقیق ، نتایج کاربرد روش PSA برای راکتور آب سنگین صفر قدرت اصفهان ارائه شده است . برای ارزیابی PSA از کد محاسباتی کامپیوتری SAPHIRE استفاده شده است . فرکانس صدمه قلب در حدود  $1.625E-7$  می باشد . خطای اپراتور بعنوان مهمترین فاکتور صدمه به قلب در این راکتور شناسایی شده است . نتایج محاسبات با نتایج محاسبات راکتور تحقیقاتی تهران مقایسه شده است .

کلمات کلیدی : PSA ، راکتور تحقیقاتی ، SAPHIRE

### ۱. مقدمه

ارزیابی احتمالاتی ایمنی (PSA) بعنوان ابزاری قوی مهندسی در زمینه ارزیابی ایمنی تاسیسات مخاطره آمیز و تعیین عوامل موثر در مخاطرات ناشی از آنها مورد استفاده قرار می گیرد . یکی از برجسته ترین مزیت های PSA اشکالات در طراحی تجهیزات ، خطاهای بهره برداری راکتور و اثرات شدید زیست محیطی ، بینش عمیقی را ایجاد می کند و با تعیین سهم ریسک هر یک از آنها گزینه مناسب را برای کاهش ریسک پیشنهاد می دهد. راکتور صفر قدرت اصفهان یک راکتور تحقیقاتی صفر قدرت ۱۰۰ وات می باشد. در این ارزیابی سطح اول PSA استفاده شده است [۱]. کلیه محاسبات توسط کد SAPHIRE انجام شده است.

### ۲. روش کار

مکانهایی را که ممکن است منجر به آزاد شدن مواد رادیو اکتیو در این راکتور شوند عبارتند از : قلب راکتور، قفسه های ذخیره سوخت تابش دیده و اتاق ذخیره سوخت تازه. در این راکتور سوخت تابش دیده درون قفسه هایی در کنار خود راکتور نگهداری می شوند و به دلیل شار نوترون پایین در این راکتور از مسایل اکتیو شدن سوختها صرف نظر میشود. حالتهای کار این راکتور به شرح ذیل می باشد: بهره برداری در حالت کامل قدرت اسمی ۱۰۰ وات، بهره برداری در حالت قدرت کمتر از قدرت ۱۰۰ وات، بهره برداری در هنگام شروع

به کار یا START UP و بهره برداری در هنگام زیر بحرانی بودن راکتور. براساس بررسی سوابق در راکتورهای تحقیقاتی در جهان، درصد وقوع بیشتر حوادث آغازگر در حالت بهره برداری قدرت کامل صورت گرفته است، لذا در این تحقیق نیز همان حالت بهره برداری در قدرت اسمی ۱۰۰ اوات را در نظر گرفته شده است، و تحلیل حوادث روی این حالت انجام خواهد شد. بطور کلی رویدادهای آغازین در راکتورهای تحقیقاتی معمولاً بشکل ذیل طبقه بندی می شوند:

- (۱) کاهش در برداشت حرارت توسط سیستم خنک کننده اصلی راکتور
- (۲) کاهش در برداشت حرارت توسط سیستم خنک کننده ثانویه راکتور
- (۳) تزریق راکتیویته به درون راکتور و اختلالات توزیع غیر عادی قدرت
- (۴) تغییر در حجم یا فشار خنک کننده راکتور
- (۵) آزاد شدن رادیو اکتیویته از یک زیرسیستم یا اجزاء
- (۶) رویدادهای طبیعی و رویدادهایی که در محصولات ساخت بشر ریشه دارند (نقص قدرت الکتریکی، سقوط هواپیما، خطای انسانی، غیره)

به دلیل اینکه HWZPR یک راکتور تحقیقاتی صفر قدرت است کند کننده موجود در تانک راکتور به منظور خنک کردن آن نمی باشد و همچنین هیچ سیستم خنک کننده ثانویه ای برای آن تعبیه نشده است. برای بررسی حوادث در این راکتور، احتیاجی به در نظر گرفتن بندهای اول و دوم نیست. اختلالات غیر عادی قدرت (بند سوم) باعث افزایش حرارت عنصر سوخت نخواهد شد. بعضی از آغازگرهایی در بند (چهارم، پنجم، ششم) که هر کدام برای هر راکتور تحقیقاتی مهم هستند هرگز در راکتور صفر قدرت اتفاق نخواهند افتاد. برای مثال، یکی از مهمترین حوادث برای راکتورهای صفر قدرت، حادثه از دست دادن خنک کننده است که می توان برای این تحقیق نادیده گرفت، زیرا عمل خنک کنندگی کند کننده در شرایط بهره برداری نرمال مورد نیاز نیست. تنها اثر از دست دادن آب است که راکتیویته منفی به سیستم وارد می کند. سیستمهایی که بطور مستقیم یا غیر مستقیم برای انجام هر عمل ایمنی مورد نیاز است را بعنوان سیستمهای ایمنی تعریف می کنند [۴].

## ۱,۲ طبقه بندی زنجیره حوادث براساس حالت صدمه به راکتور و شرایط غیرنرمال

در مطالعه سطح اول PSA اثرات حالتی صدمه به قلب راکتور بررسی می شود. بنابراین لازم است تا زنجیره رویدادها را نسبت به حالتی صدمات به راکتور گروه بندی شود. برای انجام این کار، زنجیره حوادث بر اساس حالت فیزیک کلی مشخص می شوند، تا معلوم گردد هر کدام از زنجیره حوادث، به چه حالتی از آسیب به قلب منتهی خواهد شد. از دید عملی، سودمند است تا زنجیره

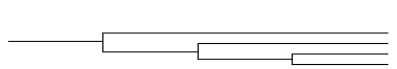
رویدادهایی با هم گروه بندی شوند که نتیجه همانندی داشته باشند و تحلیل کمی زنجیره ها با هم دیگر به عنوان یک گروه هم تراز شوند. همچنین گروه بندی رویدادها نسبت به حالت‌های صدمه به قلب برای دیگر مطالعات نیز مهم هستند. بعلت عدم ذکر این حالتها در گزارش SAR راکتور اصفهان و بررسی نظرات اپراتورهای این راکتور یک حالت آسیب به قلب و ۳ شرایط غیر نرمال در نظر گرفته شده است. بدترین پی آمد این حالتها همان صدمه به قلب راکتور می باشد [۳]. سه حالت دیگر باعث ایجاد شرایط غیر نرمال بهره برداری در راکتور می شوند. این حالتها عبارتند از:

ABS۱: زمانیکه سیستم حفاظت راکتور دچار نقص شود و خاموشی توسط سیستم تخلیه آب سنگین انجام شود.

ABS۲: زمانیکه هم سیستم حفاظت راکتور و هم سیستم تخلیه اضطراری آب سنگین به علت نقص فنی یا خطای اپراتور عملکردی نامناسب داشته باشد.

ABS۳: در صورتیکه سیستم حفاظت عملکردی صحیح داشته باشد اما دو سیستم دگر دچار نقص فنی شده اند.

CD: زمانیکه سیستم حفاظت راکتور، سیستم تخلیه اضطراری آب سنگین و سیستم سطح سنج راکتور عملکردی نا موفق داشته باشند.

uncontrolled withdrawal of the control rods	reactor protection system	emergency dumping	heavy water level decreasing rapidly	#	END-STATE-NAMES	Frequency
UWO CR	RPS	ED	HWL			
				1 4.0E-6	OK ABS1 ABS2 CD	OK 2.058E-06 8.014E-06 2.588E-06

شکل ۱: درخت حوادث UWO CR



## ۳. نتایج

نتایج کاربردی PSA برای راکتور تحقیقاتی اصفهان در جدول زیر نشان داده شده است. این جدول حالت‌های صدمه به قلب و شرایط غیرنرمال راکتور را به همراه احتمالاتشان نشان می‌دهد. به نظر می‌رسد که حالت‌های ABS<sub>1</sub> و ABS<sub>2</sub> فرکانسهای بالاتری نسبت به دیگر حالتها دارند [۵]. یعنی زمانیکه سیستم حفاظت راکتور دچار نقص شود و یا هم سیستم حفاظت و هم سیستم تخلیه آب سنگین درون راکتور، دچار عیب شود. برای درک بیشتر این دو حالت، فرکانسهای بدست آمده از تحلیل اهمیت حالت‌های صدمه به قلب و شرایط غیر نرمال را می‌توان مشاهده کرد. نتایج تحلیل اهمیت که به آن اشاره خواهد شد نشان می‌دهد که صدمات بسیار جدی به قلب وارد نمی‌شود.

جدول ۱: احتمالات علل تصادفی عیب راکتور آب سنگین صفر قدرت اصفهان

CCF Component	Beta	Probability
High power scram system – detector <sup>۱</sup>	۰,۱۵	۷,۸۴۳E-۵
High power scram system – detector <sup>۲</sup>	۰,۱۵	۷,۸۴۳E-۵
High power scram system – detector <sup>۳</sup>	۰,۱۵	۹,۰۴۶E-۵
High power scram system – detector <sup>۴</sup>	۰,۱۵	۹,۰۴۶E-۵

جدول ۲: احتمالات خطای انسانی مطابق با کارهای اپراتور HWZPR

Human Error	Probability	Reference
HE - Press Button - ED	۳E-۲	Expert
HE - OPEN - QFTP	۳E-۳	[۴]
HE-Press Button-HWL	۳E-۲	Expert
HE- DET	۲۵E-۲	[۴]

جدول ۳: احتمالات رویدادهای بالای سیستم درخت خطای HWZPR

Fault Tree Name	Probability	Fault Tree Name	Probability
RPS	۲,۸۰۸E-۳	HWL	۳,۲۲۲E-۲
ED	۳,۸۶۴E-۲	QFTP-SYSTEM FAIL	۴,۴۶۵E-۳
HEAVY WATER PUMP	۸,۰۳۳E-۳	DEFORMATION REACTOR TANK	۱,۶۴۲E-۲

در راکتور تحقیقاتی تهران حوادث آغازین به ۱۱ گروه طبقه بندی شده است و ۶ حالت آسیب به قلب نیز در نظر گرفته اند. این ۱۱ گروه رویدادهای آغازین در جدول ۵ به آن اشاره شده است.

جدول ۴: تکرار شرایط غیر عادی و حالت آسیب دیدن قلب

State	Frequency Per Operation Year
ABS <sub>1</sub>	۱,۲۶۸E-۴
ABS <sub>2</sub>	۴,۹۳۶E-۶
ABS <sub>3</sub>	۱,۲۰۷E-۵
CD	۱,۶۲۵E-۷



جدول ۵: رده بندی رویدادهای اولیه برای راکتور تحقیقاتی تهران

Group Number	IE Name	Description
۱	LOPS	Loss of Offsite Power Supply
۲	LFFCU <sup>۱</sup>	Loss of Flow Circulation Unavailable <sup>۱</sup>
۳	LFFCU <sup>۲</sup>	Loss of Flow Circulation Unavailable <sup>۲</sup>
۴	LFFCA <sup>۱</sup>	Loss of Flow Forced Circulation Available <sup>۱</sup>
۵	LFFCA <sup>۲</sup>	Loss of Flow Forced Circulation Available <sup>۲</sup>
۶	LFFCA <sup>۳</sup>	Loss of Flow Forced Circulation Available <sup>۳</sup>
۷	ERI	Excess Reactivity Insertion
۸	LOCA <sup>۱</sup>	Loss of Coolant Accident <sup>۱</sup>
۹	LOCA <sup>۲</sup>	Loss of Coolant Accident <sup>۲</sup>
۱۰	LOCA <sup>۳</sup>	Loss of Coolant Accident <sup>۳</sup>
۱۱	LOCA <sup>۴</sup>	Loss of Coolant Accident <sup>۴</sup>

حالت‌های مختلف آسیب راکتور تحقیقاتی تهران در جدول زیر نشان داده شده است.

جدول ۶: احتمالات حالت‌های آسیب دیدن قلب راکتور تحقیقاتی تهران

Core Damage States	Frequency Per Operation Year
CDS <sup>۱</sup>	۶,۷۹۷E-۶
CDS <sup>۲</sup>	۱,۴۳۸E-۶
CDS <sup>۳</sup>	۱,۰۴۷E-۷
CDS <sup>۴</sup>	۲,۷۵۸E-۸
CDS <sup>۵</sup>	۱,۰۳۸E-۹
CDS <sup>۶</sup>	۱,۷۰۶E-۱۰
Total	۸,۳۶۸E-۶

از مقایسه این دو بررسی مشاهده می شود که فرکانس راکتور اصفهان در حدود  $10^{-7}$  و فرکانس راکتور تهران در حدود  $10^{-6}$  می باشد، که فرکانس وقوع آسیب به قلب راکتور تهران در حدود  $51$  برابر راکتور HWZPR است. البته باید به این نکته توجه شود که در راکتور HWZPR، حوادثی که برای راکتور تهران از آن نام برده شده است وجود ندارد. آنهم بدلیل اینکه این راکتور، راکتوری صفر قدرت با شار نوترون حرارتی پایین می باشد. اما فرکانسهای هر دو با معیارهای آژانس مطابقت دارد [۲].

### نتیجه گیری

از بررسی نسبت ایمنی این دو راکتور می توان به این نتیجه رسید که راکتور اصفهان تقریباً  $51$  برابر از راکتور تهران ایمن تر می باشد. اما نتایج تحلیل اهمیت برای راکتور اصفهان بیان می کند که درصد خطای نیروی انسانی برای این راکتور بالا می باشد، لذا اهمیت فوق العاده ای برای بررسی بیشتر



نیاز دارد. همچنین می توان گفت که ایمنی این راکتور در حد قابل قبولی می باشد. چک کلیه سیستمها و قطعات بطور مداوم توسط اپراتورها بدین شکل است که:

۱. RELAY: برای جلوگیری از این رویداد بهتر است که یک رله موازی با این رله استفاده شود.
۲. SAFETY CHANNEL: این مسیر نیز بهتر است بطور مرتب توسط اپراتور چک شود.
۳. عکس العمل اپراتور در مدت زمان ۶ ثانیه : اپراتورها باید آمادگی لازم را برای روبرو شدن با حوادث ذکر شده را داشته باشند تا در مدت زمان تعیین شده بتوانند سرعت لازمه را داشته باشند.
۴. ED Relay Fail: اپراتور باید به طور مرتب بعد از هر خاموشی ، مدارهای مربوطه به سیستم تخلیه اضطراری را چک کند.
۵. ED Valves Fail: اپراتور باید پس از هر خاموشی شیرهای تخلیه اضطراری آب سنگین را چک کند.
۶. QFTP: در مورد این حادثه اپراتور همواره باید بعد از هر خاموشی شیر JF301 را چک کند.
۷. UROHWP: نقص مکانیکی موجب بروز این مشکل می شود که اپراتور برای جلوگیری از آن به طور مرتب باید پمپ آب سنگین را چک کند.

## مراجع

- ۱- Safety Series No. ۵۰-P-۴ Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessment of Nuclear Power Plants (LEVEL II), International Atomic Energy Agency ,Vienna , ۱۹۹۲
- ۲- IAEA-TECDOC-۴۰۰ , Probabilistic Safety Assessment for Research Reactors , International Atomic Energy Agency ,Vienna, ۱۹۸۶
- ۳- T. Lazo, B. Kaufer, A Global Approach to Risk Management , Facts and Opinions , NEA News , No. ۲۱, ۱, ۲۰۰۳
- ۴- Ir.P.DeGelder, Deterministic and Probabilistic Safety Analysis , to Which Extent are They Complementary , AVN , Paris , ۱۹۹۷
- ۵- P.DeGelder, M. Hulsmans, Dries Gryffroy, Benoit De Book , Use of Deterministic and Probabilistic Approaching The Belgian Regulatory Context , AVN , Belgium , ۲۰۰۳