# ارزیابی احتمالاتی ایمنی حادثه شکست لوله‌های مولد بخار در نیروگاه هسته‌ای بوشهر با استفاده از نرم افزار SAPHIRE

**جمشیدی، محمدجواد *[۱] – غفرانی، محمدباقر[۲]**

شرکت مهندسین مشاور افق

دانشگاه صنعتی شریف، دانشکده انرژی، گروه هسته‌ای

## چکیده

*حادثه شکست لوله‌های مولد بخار (STGR) در نیروگاه هسته‌ای بوشهر (با رویداد آغازگر 1.37E-03/y) از آن جهت حائز اهمیت است که با ایجاد bypass در محفظه ایمنی راکتور (Containment) باعث از بین رفتن یکپارچگی و بی اثر شدن سیستم‌های ایمنی موجود در Containment می‌شود. این امر سبب بروز نشت زود هنگام مواد رادیو اکتیو به محیط زیست می‌گردد. در این مقاله ارزیابی احتمالاتی ایمنی (PSA) حادثه SGTR با استفاده از نرم افزار SAPHIRE صورت پذیرفت و فرکانس ذوب قلب(CDF) و سهم هر توالی رویداد محاسبه گردید. برای تکمیل نتایج تحلیل PSA مطالعات حساسیت(Sensitivity)، اهمیت(Importance) و عدم قطعیت(Uncertainty) انجام گرفت.*

## کلیدواژه:

ارزیابی احتمالاتی ایمنی، شکست لوله‌های مولد بخار، فرکانس ذوب قلب، SAPHIRE.

# Probability Safety Assessment of Steam Generator Tube Rupture in Bushehr Nuclear Power Plant with SAPHIRE

**Jamshidi,Mohammadjavad*[(1)]- Ghofrani,Mohammadbagher [(2)]**

Ofogh consulting engineering

Sharif University of Technology, Department of Energy Engineering

## Abstract

*The steam generator tube rupture (SGTR) accident is of great importance to probabilistic safety assessment (PSA) of nuclear power plant. In the case of SGTR occurrence, the containment is bypassed and the early release of radioactive materials into the environment is inevitable. In this paper the PSA study of SGTR accident is conducted using SAPHIRE software. The core damage frequency is calculated as 5.052E-07. Through the study, the sensitivity, importance and uncertainty analyses are implemented to assess PSA analysis result.*

**Keywords:** probabilistic safety assessment, failure of steam generator tubes, common cause failure, core damage frequency, SAPHIRE.

**مقدمه:**

ارزیابی احتمالاتی ایمنی[1] به عنوان یک ابزار مهم برای اطمینان از ایمنی نیروگاه‌های هسته‌ای و با هدف تعیین عامل‌های سهیم در ریسک آن‌ها مورد استفاده قرار می‌گیرد. در این تحلیل‌ها، تمامی حوادث آغازگری[2] که ممکن است به دلیل خرابی تجهیزات، خطای انسانی و یا مخاطرات داخلی و خارجی رخ داده باشند، مورد بررسی قرار می‌گیرند[۱]. در یک پروژه ارزیابی احتمالاتی ایمنی باید ویژگی‌های روند گسترش حادثه، تاثیر گذاری در ترتیب زمانی حادثه، پاسخ محفظه ایمنی و نشت مواد پرتوزا به محیط تعیین گردد. در این پروژه ارزیابی احتمالاتی ایمنی سطح ۱ برای حادثه SGTR[3] در نیروگاه بوشهر صورت پذیرفته است. در حوادثی که محفظه ایمنی bypass شده است، باید اندازه و نوع bypass مشخص شود(حادثه از دست رفتن خنک‌کننده در سیستم‌های مشترک و شکست لوله های مولد بخار). در شرایطی که bypass محفظه ایمنی مد نظر قرار می‌گیرد، توجه اصلی به میزان تراکم مواد رادیواکتیو و مسیر نشت معطوف می‌شود. در مدارک PSA Level 2، پیشروی زمانی توالی‌های حوادث منجر به ذوب قلب که در PSA Level 1 احتمال آنها به دست آمده، مورد مطالعه قرار می‌گیرد. با مطالعه این مدارک، راه‌های نشت مواد رادیو اکتیو از سوخت به محیط، شناسایی می‌گردد. مهم‌ترین مسئله‌ای که در PSA Level 2 مورد ارزیابی قرار می‌گیرد، قابلیت‌های محفظه ایمنی راکتور در جلوگیری از نشت مواد رادیواکتیو به محیط می‌باشد. . حادثه SGTR از آن جهت مهم است که با ایجاد بای پس در محفظه ایمنی راکتور عملا یکپارچگی و سیستم‌های ایمنی موجود در محفظه ایمنی را بی اثر می‌کند و باعث نشت مواد رادیواکتیو به خارج از نیروگاه می‌شود، بنابراین در تحلیل PSA Level 2 بررسی حادثه SGTR به منظور کاهش عواقب نشت مواد رادیواکتیو به محیط زیست بسیار حائز اهمیت است.

## روش کار

رویداد آغازگر، رویدادی است که با ایجاد اختلال در بهره‌برداری عادی نیروگاه و در ادامه آن در صورت عدم موفقیت سیستم‌های ایمنی نیروگاه، پتانسیل منتهی شدن به ذوب قلب را دارد[۲].حادثه SGTR با شکست در لوله‌های مولد بخار آغاز می‌گردد. هنگام بروز حادثه SGTR و در نتیجه آن نشت از مدار اولیه به ثانویه،

1.Probabilistic Safety Assessment
2.Initiating Events
3.Steam Generator Tube Rupture

خنک‌کننده از طریق مرزهای محفظه ایمنی از دست رفته که باعث بروز مشکل در خنک کردن قلب رآکتور و پخش مواد پرتوزا در محیط می‌شود. شاخص‌های وقوع حادثه SGTR عبارت است از:

- افزایش میزان تشعشعات رادیو اکتیو در SG آسیب دیده؛
- کاهش فشار خنک کننده در مدار اول؛
- افزایش فشار در SG آسیب دیده؛
- کاهش سطح آب موجود در PRZ[۴].

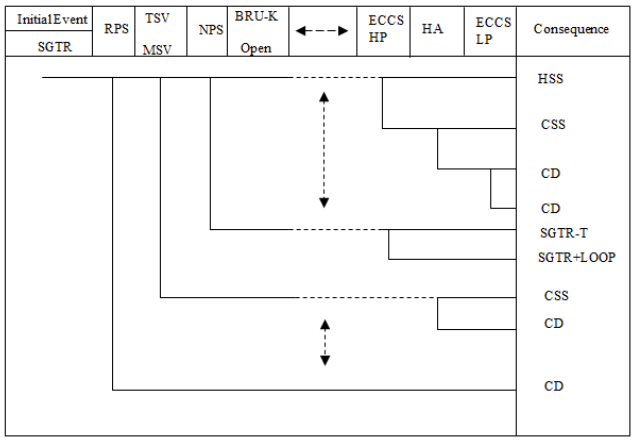
بعد از شناسایی رویداد آغازگر، به منظور جلوگیری از پیشرفت حادثه و ممانعت از انتشار مواد پرتوزا به محیط، سیستم‌های ایمنی مرتبط با حادثه SGTR با توجه به سیگنال مربوط به حادثه و نحوه گسترش حادثه با گذشت زمان، طبق الگوریتم کنترل حادثه وارد عمل می‌شوند. تعیین چگونگی پاسخ نیروگاه به رویداد آغازگر مهم است. مدل‌سازی این مرحله به تولید توالی رویدادها می‌انجامد. به منظور مدل‌سازی حادثه SGTR ابتدا درخت رویداد بر اساس مدارک نیروگاه بوشهر رسم می‌شود. شکست در لوله‌های مولد بخار به عنوان رویداد آغازگر انتخاب می‌شود. سیستم‌های ایمنی مقابله با رویداد آغازگر با توجه به اولویت عملکرد در حادثه، به درخت رویداد اضافه می‌گردند. عدم تأمین برق و عدم موفقیت در بسته شدن شیر BRU-K منجر به ایجاد زیر شاخه‌هایی در درخت رویداد اصلی می‌گردد(SGTR+LOOP و SGTR-T). برای تعیین مقدار فرکانس ذوب قلب، درخت رویداد این دو حالت نهایی نیز باید در نظر گرفته شود. به این ترتیب دو حالت نهایی به صورت حادثه آغازین در درخت رویداد دیگر ظاهرشده و به درخت اصلی اضافه می‌شوند. به منظور مشخص شدن احتمال خرابی هر سیستم ایمنی با توجه به نرخ خرابی قطعات و تجهیزات سیستم و چگونگی ارتباط آنها با یکدیگر، درخت عیب رسم و احتمال خرابی سیستم ایمنی حاصل می‌گردد[۴و۵]. با مشخص شدن احتمال نهایی هر سیستم ایمنی حالت‌های نهایی مشخص می‌شود. به منظور تعیین سهم حادثه SGTR در فرکانس ذوب قلب ، مقادیر حالت‌های نهایی ذوب قلب(CD [۵]) با هم جمع می‌گردد.

## نتایج

با توجه به روند گسترش حادثه و انجام آنالیزهای قطعی با استفاده از کدهای ترموهیدرولیک، نحوه عملکرد سیستم‌های ایمنی و اهمیت آنها در زمان حادثه مشخص می‌گردد. با مد نظر قرار دادن اهمیت سیستم از لحاظ ایمنی و زمان فعال شدن آن، چگونگی چیدمان سیستم‌ها در درخت رویداد تعیین می‌گردد. حادثه SGTR با احتمال وقوع 1.37E-03/y به عنوان رویداد آغازگر و سیستم‌های ایمنی مرتبط برای جلوگیری از ذوب قلب

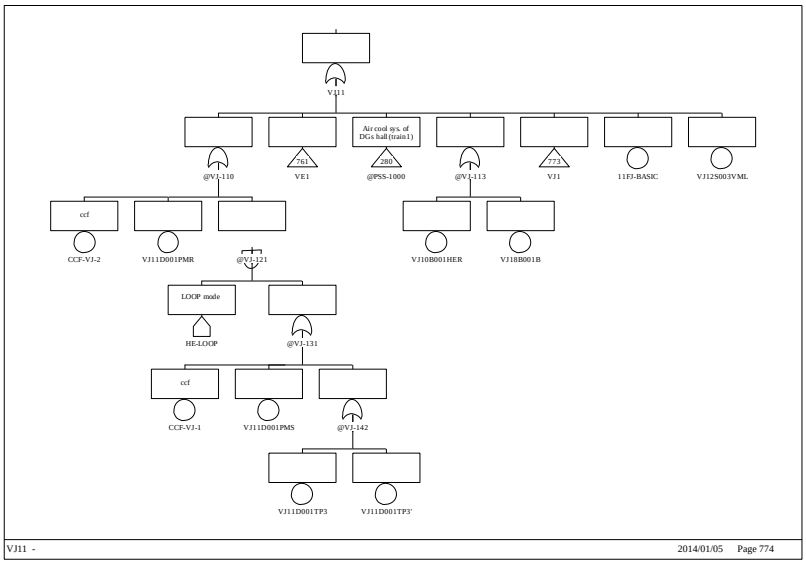
4.Pressurizer
5.Core Damage

در درخت رویداد قرار می‌گیرند. در شکل (۱) نمونه ساده شده درخت رویداد حادثه SGTR نشان داده شده است.




شکل ۱- درخت رویداد حادثه SGTR

به علت عدم تامین برق(NPS[6]) و شکست در فرآیند بسته شدن BRU-K زیر شاخه‌های فرعی به درخت رویداد اصلی اضافه می‌گردد و در نهایت مقدار حالت‌های نهایی که به CD ختم می‌شود، مشخص می‌گردد. برای مشخص شدن احتمال خرابی هر سیستم درخت عیب مرتبط با آن رسم می‌گردد. به عنوان نمونه درخت عیب سیستم خنک‌کاری دیزل ژنراتور (VJ) در شکل (۲) نشان داده شده است.




شکل ۲- درخت عیب سیستم VJ

در جدول (۱) احتمال خرابی برخی از سیستم‌های ایمنی محاسبه شده است.

6.Normal Power Supply

جدول ۱- احتمال خرابی سیستم‌های ایمنی

| Safety System | Failure Probability | Description |
|---|---|---|
| RPS | 2.600E-07 | Reactor protection system |
| TSV-MSV | 1.454E-08 | Turbine stop valves- Main steam valves |
| NPS | 1.300E-03 | Normal power supply system |
| FWIV | 1.044E-05 | Feed Water Isolation Valves |
| BRU-K-Open | 1.685E-04 | Opening BRU-K at pressure of 6,66 MPa |
| BRU-K-Close | 9.219E-03 | Closing BRU-K at pressure of 5,59 MPa |
| ECCS HP | 1.531E-06 | High pressure ECCS |
| ECCS LP | 6.780E-06 | Low pressure ECCS |
| HA1 | 7.920E-06 | Hydro-accumulators of stage I |

با مدل‌سازی صورت پذیرفته به وسیله نرم افزار SAPHIRE فرکانس ذوب قلب برای حادثه SGTR محاسبه می‌گردد(جدول۲).

جدول ۲- فرکانس ذوب قلب حادثه SGTR (SAPHIRE & Risk Spectrum)

| IE (SGTR) | IE Frequency | CDF | Contribution % |
|---|---|---|---|
| SAPHIRE | 1.37E0-3 | 5.052E-07 | 3.48% |
| Risk Spectrum | 1.37E0-3 | 5.78E-07 | 4% |

به منظور تعیین فرکانس ذوب قلب در حادثه SGTR در مجموع ۳ درخت رویداد و ۷۸۴ درخت عیب مدل-سازی شده است. در جدول (۳)، ۱۰ مجموعه کمینه (MCS [۷]) با بیشترین سهم در فرکانس ذوب قلب حادثه SGTR مشاهده می‌گردد.

جدول ۳-۱۰ مجموعه کمینه با بیشترین سهم در فرکانس ذوب قلب حادثه SGTR

| | N | Frequency | % | MCS | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | Event 1 | Event 2 | Event 3 |
| SAPHIRE | 1 | 1.76E-07 | 34.91 | CCF-NHRS-03 | | |
| | 2 | 4.19E-08 | 8.3 | CCF-NHRS-01 | | |
| | 3 | 2.32E-08 | 4.59 | @EHRS-F08-B00 | DG-COM | NPS. |
| | 4 | 2.31E-08 | 4.58 | @EHRS-F08-B00 | DG-COM | |
| | 5 | 2.04E-08 | 4.04 | HUM-L | SUPPORT | |
| | 6 | 1.99E-08 | 3.94 | HUM-L" | SUPPORT | |
| | 7 | 1.34E-08 | 2.7 | K' | | |
| | 8 | 7.45E-09 | 1.47 | CCF-NHRS-02 | | |
| | 9 | 7.09E-09 | 1.4 | CCF-YP-5 | SUPPORT | YP21S001TP3 |
| | 10 | 7.09E-09 | 1.4 | CCF-YP-5 | SUPPORT | YP22S001TP3 |
| | | | | | | |

7.Minimal Cut Sets

| | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| Risk Spectrum | 1 | 8.66E-08 | 17.1 | CCF-TL08-1-ALL | | |
| | 2 | 7.20E-08 | 14.23 | CCF-VE-2-ALL | | |
| | 3 | 7.20E-08 | 14.23 | CCF-VJ-2-ALL | | |
| | 4 | 2.18E-08 | 4.31 | CCF-UF-8-ALL | | |
| | 5 | 2.09E-08 | 4.12 | HUM-L" | SUPPORT | |
| | 6 | 2.09E-08 | 4.12 | HUM-L | SUPPORT | |
| | 7 | 1.98E-08 | 3.92 | CCF-TL08-4-ALL | | |
| | 8 | 1.37E-08 | 2.71 | K' | | |
| | 9 | 7.16E-09 | 1.41 | CCF-UF-7-ALL | | |
| | 10 | 6.45E-09 | 1.27 | CCF-UF-4-ALL | | |

علاوه بر این، برای تعیین مقادیر کمی و کیفی عدم قطعیت‌های موجود در نتایج، تحلیل عدم قطعیت نیز انجام شده است(جدول۴).

جدول ۴- نتایج تحلیل عدم قطعیت حادثه SGTR(SAPHIRE & Risk Spectrum)

| IE(SGTR) | 5% | Median | Mean Value | 95% |
|---|---|---|---|---|
| SAPHIRE | 1.870E-08 | 1.669E-07 | 5.052E-07 | 1.870E-06 |
| Risk Spectrum | 1.71E-08 | 1.91E-07 | 5.78E-07 | 2.14E-06 |

در جدول (۵) با توجه به معیارهای اهمیت F-V[8]، RRR[9] و RIR[10] تحلیل اهمیت برای عملکرد ایمنی BRU-K-Open بیان شده است. تحلیل اهمیت مشخص کننده قطعات و تجیزات مهمی است که بیشترین نقش را در عدم موفقیت ایفا می‌کنند.

جدول ۵- تحلیل اهمیت عملکرد ایمنی BRU-K-Open

| # | Frequency | Contribution % | Events | F-V | RRR | RIR | Description |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 1 | 1.316E-04 | 78.11 | CCF-NHRS-03 | 7.811E-01 | 4.56E+00 | 5.93E+03 | CCF-BRU-K fails to open |
| 2 | 3.129E-05 | 18.57 | CCF-NHRS-01 | 1.856E-01 | 1.22E+00 | 5.93E+03 | CCF- MOV fail to open |
| 3 | 5.559E-06 | 3.30 | CCF-NHRS-02 | 3.298E-02 | 1.03E+00 | 5.93E+03 | CCF-Regulator: Loss of function |
| 4 | 1.660E-04 | 0.02 | SF11S002TP3' | 1.974E-04 | 1.00E+00 | 2.19E+00 | Failure ofTPTC-1717 (monitored)(I&C) |

## بحث و نتیجه‌گیری

8. Fussel-Vesely
9. Risk Reduction Ratio.
10.Risk Increase Ratio.

با انجام ارزیابی احتمالاتی ایمنی سطح یک برای حادثه شکست لوله‌های مولد بخار، احتمال وقوع ذوب قلب ناشی از این حادثه در نیروگاه هسته‌ای بوشهر محاسبه گردید. با توجه به نتایج بدست آمده در مجموعه‌های کمینه(MCS) مشخص گردید که خرابی با عامل مشترک دارای بیشترین سهم در فرکانس ذوب قلب درحادثه SGTR است (جدول۲). در PSA تلاش است تا حد امکان مدل‌سازی صورت پذیرفته به واقعیت نزدیک باشد اما ناگزیر فرض‌های برای ساده‌سازی فرآیندها و پدیده‌های پیچیده مورد استفاده قرار می‌گیرد. این ساده‌سازی‌ها باعث تولید عدم قطعیت می‌شود. به منظور حصول اطمینان از مقادیر کمی بدست آمده از PSA تحلیل عدم قطعیت نیز انجام گرفت(جدول۴)؛ در همین راستا مطالعات اهمیت نیز برای تعیین اهمیت عوامل سهیم در فرکانس آسیب قلب، فرکانس توالی حوادث و عدم دسترسی سیستم‌ها، شامل گروه‌های رویداد آغازگر، سیستم‌ها و رویدادهای پایه، مورد استفاده قرار می‌گیرد. با توجه به نتایج تحلیل اهمیت انجام شده(جدول۶)، خرابی با عامل مشترک دارای بیشترین سهم در عدم موفقیت سیستم‌های ایمنی است. پس از ذوب قلب، چگونگی Isolation مناسب محفظه ایمنی راکتور، عملکرد موفق سیستم‌های ایمنی موجود(سیستم اسپری، سیستم نظارت و حذف هیدروژن و...) و عملکرد به موقع اپراتور، مانع از بروز حوادث وخیم‌تر و نشت مواد رادیو اکتیو به محیط زیست می‌گردد. اما در حادثه SGTR محفظه ایمنی از طریق SG ، bypass شده و نشت مواد رادیو اکتیو به خارج از راکتور تسریع می‌گردد. بر همین اساس چگونگی کنترل حادثه و نحوه ممانعت از نشت مواد پرتوزا با ایجاد موانع مناسب در SG آسیب دیده حائز اهمیت است. اختلاف نتایج نرم افزار SAPHIRE با نتایج نیروگاه بوشهر (نرم افزار Risk Spectrum ) ناشی از نحوه مدلسازی متفاوت آنها در خطای برشی[11] و خرابی با عامل مشترک است. در نرم‌افزار SAPHIRE تمام خرابی‌های با عامل مشترک باهم ترکیب‌شده و به صورت یک رویداد پایه به تک‌تک اعضای گروه قطعات با عامل مشترک(CCCG) اضافه می‌شوند و در مجموعه برشی کمینه نیز تنها همین رویداد پایه ظاهر می‌شود. درحالی‌که نرم‌افزار Risk Spectrum تمامی حالات ممکن برای خرابی‌های با عامل مشترک به صورت یک درخت جداگانه به درخت اصلی اضافه می‌شود. در نتیجه تمامی آن‌ها نیز در مجموعه کمینه برشی آورده می‌شوند.

**مراجع:**

11.Cutoff Error

1. Modarres, M., M. Kaminskiy, and V. Krivtsov, Reliability Engineering and Risk Analysis:A Practical Guide, Taylor & Francis,1999.

2. Regulatory review of probabilistic safety assessment (PSA) Level 1, IAEA, TECDOC-1135, 2000.

3. Final Safety Analysis Report, Chapter 5, FSAR, 2007.

4. Final Safety Analysis Report, Chapter 6, FSAR, 2008.

5. BNPP Probabilistic Safety Assessment, level 1, Design and Engineering Survey Institute, 2003.