بررسی حادثه شکست ناشی از خزش لوله های مولد بخار نیروگاه تحت فشار ازنوع وستینگهاوس با استفاده از کد MELCOR

عارف الدین زرنوشه فراهانی*[۱و۲]، فرامرز یوسف‌پور[۱و۳]، سید محسن حسینی[۱و٤]

۱- شرکت سورنا

۲- دانشگاه آزاد اسلامی، واحد علوم و تحقیقات تهران، گروه مهندسی هسته‌ای ، تهران، ایران

۳- پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، تهران، ایران

٤- دانشگاه آزاد اسلامی، واحد تهران شرق، دانشکده علوم پایه، تهران، ایران

چکیده:

در این پژوهش شکست ناشی از خزش مطابق مدل لارسون-میلر برای سه ناحیه دسته لوله‌های مولدبخار، خط‌لوله گرم سیستم خنک‌کننده راکتور و خط نوسان جریان (Surge Line) مورد ارزیابی قرار گرفته است. براساس آنالیزهای ایمنی قطعی انجام شده بر روی مدل MELCOR نیروگاه تحت فشار وستینگهاوس، مشاهده گردید که حادثه قطع کامل برق بر شکست ناشی از خزش لوله‌های مولدبخار اثری ندارد و شاخه‌گرم سیستم‌خنک‌کننده راکتور زودتر از بخش‌های دیگر مدار اول دچار شکست ناشی از خزش می‌شود. این امر موجب می‌گردد تا مواد رادیواکتیو موجود در مدار اول نتوانند وارد مدار ثانویه مولدبخار و نهایتاً محیط زیست شوند.

***کلید واژه‌ها** : خزش، مدل لارسون-میلر، لوله های مولد بخار، کد MELCOR، نیروگاه هسته‌ای، مدلسازی*

۱. مقدمه:

بررسی رفتار نیروگاه‌های هسته‌ای در شرایط حادثه از دیدگاه طراحی، بهینه‌سازی و ارزیابی ایمنی، به علت دارا بودن خطرات بالقوه زیست‌محیطی و انسانی، لازم و ضروری است. راکتور نیروگاه مورد نظر این پژوهش، یک راکتور تحت‌فشار با خنک‌کننده آب‌سبک (PWR)[1] است که متشکل از دو مدار می‌باشد[۱]. در هنگام خاموشی این راکتور در اثر قطع کامل برق نیروگاه، سیستم آب تغذیه اصلی از کار می‌افتد و علاوه بر آن در سناریوی خاصی از حادثه قطع کامل برق، تحت عنوان TMLB، سیستم آب تغذیه اضطراری ایزوله میشود [۵] و با اولین عملکرد شیرایمنی خط‌لوله‌بخار MSSV[2] در حالت باز قفل می‌شود[٦]. در این صورت تنها منبع برداشت حرارت مداراول، سیال باقی مانده در ناحیه ثانویه مولدبخار است. در اثر تبخیر این سیال و عدم برداشت حرارت مداراول، دمای سیال قلب و به دنبال آن دمای سطح غلاف سوخت به سرعت بالا می‌رود تا جایی قلب شروع به ذوب شدن می کند. با توجه به این موضوع که در اثر حادثه شدید قطع کامل

[1] Pressurized Water Reactor
[2] Main Steam Safety Valve

برق، فشار ناحیه مدار اولیه راکتور به شدت بالا می‌رود امکان شکست ناشی از خزش لولهای بخشهای مختلف تشکیل دهنده سیستم خنک‌کننده راکتور(RCS)[1]وجود دارد. در این حالت اگر دسته لوله‌های مولدبخار قبل از خط‌لوله گرم سیستم خنک‌کننده راکتور وخط لوله نوسان جریان[2] دچار شکست ناشی از خزش شود، محفظه ایمنی راکتور(Containment) دچار بای‌پس شده و مواد رادیواکتیو پتانسیل نشت به محیط زیست را پیدا می‌نمایند[٦]. در این مقاله پس از معرفی ساختار کد MELCOR ، نحوه‌ی مدلسازی شکست ناشی از خزش در لوله‌های مداراول نیروگاه هسته‌ای وستینگهاوس به کمک کد MELCOR تشریح شده است. در نهایت پارامترهای مختلف از جمله فشار و تنش وارده بر لوله‌های سیستم خنک‌کننده راکتور و دسته لوله‌های مولدبخار مورد ارزیابی تحلیل قرار گرفته شده است.

۲. معرفی کد MELCOR

MELCOR یک کد یکپارچه می‌باشد، به نحوی که تمام پدیده‌های حوادث شدید راکتورهای آب سبک چه در فاز درون محفظه راکتور و چه در فاز خارج محفظه را تحت پوشش قرار می‌دهد. این کد در سال ۱۹۸۲، تحت حمایت کمیسیون تنظیم مقررات هسته‌ای ایالات‌متحده‌امریکا در آزمایشگاه ملی سندیا، به‌منظور انجام تجزیه و تحلیل‌های یکپارچه از حوادث شدید در راکتورهای **هسته‌ای**، طراحی شده و توسعه یافته است*[٤]*. این کد از دو بخشMELGEN و MELCOR تشکیل شده است که از طریق یک فایل راه انداز مجدد[3] به یکدیگر مرتبط می‌شوند. نسخه ۱.۸.٦ کد MELCOR که در سال ۲۰۰۵ میلادی انتشار یافته، در این پژوهش مورد استفاده قرارگرفته است.

۳. توسعه فایل ورودی کدMELCOR به منظور ارزیابی شکست ناشی از خزش در لوله‌های مولدبخار

مدلسازی تمامی سیستمهای نیروگاه با استفاده از پکیجهای مختلف کد صورت گرفته است. جهت مدلسازی شیرهای ایمنی خط لوله بخار از پکیج مسیرجریان(MELCOR (FL استفاده شده است. در ادامه به بررسی پارامترهایی موثر برروی خزش پرداخته شده است. طبق معادله (۱) زمان رخداد شکست ناشی از خزش، وابسته به درجه‌حرارت لوله‌ها و مولفه‌ای به نام «پارامتر لارسون- میلر[4]» است.پارامتر لارسون – میلر براساس معادله(۲) به تنش وابسته است و تنش وارد بر لوله، تابعی از شعاع لوله(ρ)، ضخامت دیواره لوله(z) و اختلاف فشار بین ناحیه بیرون و درون لوله(ΔP) می‌باشد که طبق معادله (۳) محاسبه می‌گردد است[۳].

$$t_R = 10^{[\frac{P}{T}+C_1]} \quad (۱)$$

[1] Reactor Cooling System
[2] Surge Line
[3] Restart File
[4] Larson-Miller

$$P = C_2 \log \sigma + C_3 \quad (۲)$$

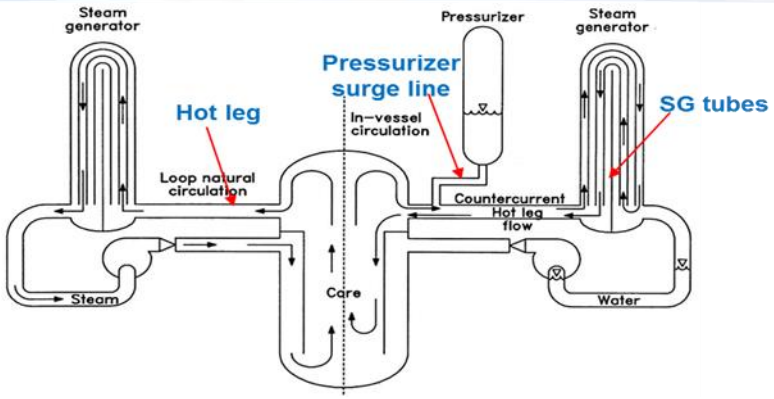
$$\sigma_e = \frac{\rho}{Z} \Delta P \quad (۳)$$

به منظور تعیین زمان شکست لوله‌های سیستم خنک‌کننده راکتور(RCS) از رابطه(٤) استفاده شده است[۳]. براساس این رابطه با استفاده از مجموع نسبت بازه زمانی (بازه زمانی که در آن دما و تنش انتخاب گردیده) به زمان شکست محاسبه شده براساس درجه حرارت و تنش از رابطه (۱)، مقدار تابع آسیب[1] مدل لارسون- میلر محاسبه می‌گردد. به عبارت دیگر هر زمانی که تابع آسیب مدل لارسون- میلر برابر مقدار یک شود می‌توان گفت که شکست رخ داده است.

$$LM - CREEP(t) = \int_0^{tf} \frac{dt}{t_R(t)} = \sum \frac{\Delta t_i}{t_R(t_i)} = 1 \quad (٤)$$

جهت مدلسازی شکست ناشی از خزش لوله‌های سیستم خنک کننده راکتور می‌بایست بخش‌هایی به ورودی مدل اضافه گردد. ابتدا برای محاسبه تنش ناشی از اختلاف فشار سیال حجم‌کنترل‌های داخلی و خارجی لوله‌ها، از تابع کنترل 'PIPE-STR' استفاده شده است. با استفاده از روابط مدل لارسون-میلر، زمان شکست ناشی از خزش لوله‌های RCS (t_R) محاسبه می‌گردد. برای شبیه‌سازی این روابط در کد MELCOR و محاسبه زمان شکست از تابع کنترل 'LM-CREEP' استفاده شده است. این تابع کنترل با گرفتن سه ورودی جنس لوله (جهت ورودی مقادیر ثابت $\beta_1, \beta_2, \ldots, \beta_r$)، مجموع تنش ناشی از اختلاف فشار درون و بیرون لوله که توسط تابع کنترل 'PIPE-STR' در بخش قبل محاسبه شده است (Σ(t)) و درجه حرارت لوله(T(t))، مقدار پارامتر لارسون- میلر که به عنوان تابع آسیب نیز شناخته می‌شود را با گذشت زمان محاسبه می‌نماید. در صورتی که مقدار این پارامتر به یک برسد به این معناست که لوله دچار شکست شده و مقدار تابع کنترل از حالت False به True مبدل می‌شود. در نتیجه مسیر جریانی که بین لوله‌های مولدبخار در ناحیه اول و بویلر در ناحیه ثانویه تعریف شده بود باز می‌شود و سیال ناحیه اول می‌تواند در تماس با سیال ناحیه ثانویه قرار گیرد و مواد رادیواکتیور از این طریق به مدار ثانویه نشت پیدا کند. البته می‌بایست زمان شکست محاسبه شده برای لوله‌ها کمتر از زمان شکست محفظه‌تحت‌فشار راکتور (t_{VF}) شود. چراکه در غیر این صورت فشار در اثر شکست محفظه‌تحت‌فشار راکتور به یکباره تخلیه شده و شکست در لوله‌های سیستم خنک‌کننده راکتور رخ نمی‌دهد. تمامی مدلهای فوق برای سه ناحیه نمایش داده شده در شکل۱ در کد تعریف شده است.

[1] Damage Function



شکل۱: نواحی محتمل شکست ناشی از خزش در اثر حادثه شدید قطع کامل برق در سیستم خنک کننده راکتور[۲]

۵. نتایج و بحث

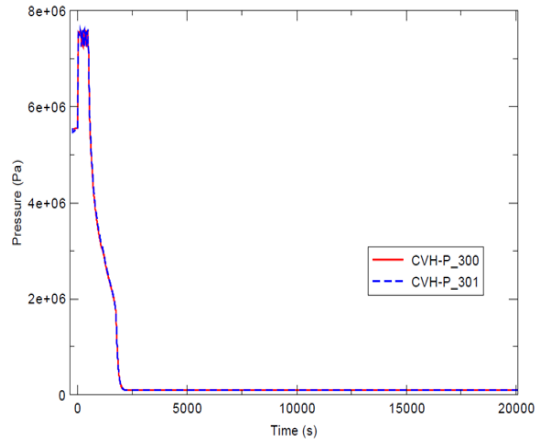
به منظور بررسی نتایج مدلسازی، پارامترهایی موثر برروی خزش مورد ارزیابی قرار گرفته است. در اثر باز شدن شیر خط لوله اصلی بخار در طی حادثه قطع کامل برق، مطابق شکل(۲) فشار ناحیه ثانویه مولدبخار کاهش یافته و با فشار ساختمان راکتور[۱] برابر می‌شود و با توجه به فشار بالای مدار اول راکتور که در شکل(۳) نمایش داده شده است، اختلاف فشاری در حدود ۱۷ مگاپاسکال بین این دو ناحیه پدیدار میشود. از طرفی دیگر طبق معادله (۲) زمان رخداد شکست ناشی از خزش وابسته به درجه‌حرارت لوله‌ها و مولفه‌ای به نام «پارامتر لارسون- میلر» است. تغییرات پارامتر درجه‌حرارت لوله‌ها برای سه بخش از سیستم خنک‌کننده مدار اول، در شکل (٤) قابل مشاهده است. مطابق با شکل(٤) دمای ساختارهای حرارتی لوله‌های مولدبخار و شاخه‌گرم بسیار بیشتر از خط لوله نوسان جریان[۲] می‌باشد. ملاحظه می‌شود درجه حرارت خط‌لوله‌گرم با گذشت زمان از درجه حرارت لوله‌های مولدبخار بیشتر می‌شود. این افزایش بیشتر دما در شاخه‌گرم سبب بالا رفتن احتمال شکست آن نسبت به لوله‌های مولد بخار می‌گردد.

پارامتر لارسون – میلر مولفه دیگر تاثیرگذار بر زمان شکست ناشی از خزش می‌باشد. این پارامتر بر اساس معادله(۳) به تنش ناشی از اختلاف فشار وابسته است. تنش ناشی از اختلاف فشار برای سه ساختار حرارتی مختلف در شکل(۵) رسم شده است. هر یک از این نمودارها معرف قسمت‌هایی از لوله‌های سیستم خنک‌کننده راکتور هستند. در این شکل ملاحظه می‌شود که در ابتدا تنش وارده بر خط‌لوله‌گرم بیشتر از سایر لوله‌ها می‌باشد اما با گذشت زمان تنش ناشی از اختلاف فشار بر روی لوله‌های مولدبخار افزایش یافته و به بیشترین مقدار در خط لوله سیستم‌خنک‌کننده راکتور می‌رسد. تنش وارده برخط لوله نوسان جریان کمترین مقدار است.

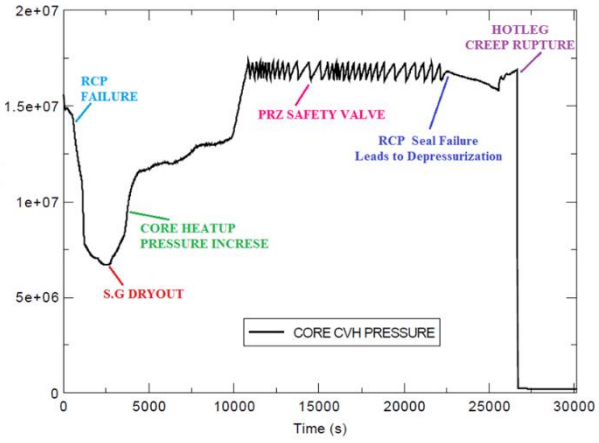
---

[1] Containment
[2] SurgeLine

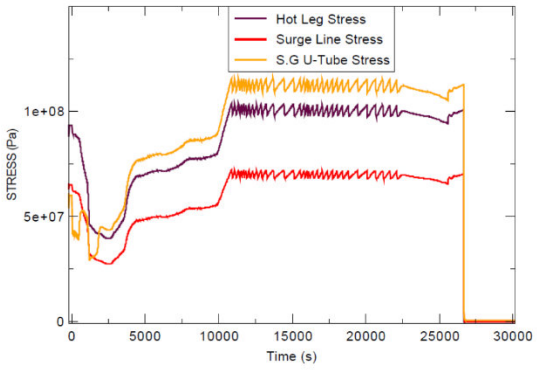
به منظور تعیین زمان شکست لوله‌های سیستم خنک‌کننده راکتور، براساس رابطه(٤) ، مقدار تابع آسیب[1] مدل لارسون- میلر محاسبه می‌گردد. مقادیر تابع آسیب مدل لارسون- میلر برای لوله‌های مولد بخار، شاخه‌گرم سیستم خنک‌کننده راکتور و خط لوله نوسان جریان در شکل(٦) نمایش داده شده است. مشاهده می‌شود که مقدار مربوط به خط‌لوله‌گرم زودتر از دیگر بخش‌ها به عدد یک رسیده است. این بدین معنی است که علی رغم تنش بیشتر در دسته لوله‌های مولد بخار، شاخه‌گرم زودتر از لوله‌های مولدبخار و خط لوله نوسان جریان دچار شکست ناشی از خزش شده است. پس از زمان ٢٦٦٤٠ ثانیه که شکست در خط‌لوله‌گرم رخ داده است با توجه به تخلیه فشار از مقطع شکافت، پارامتر تابع آسیب با توجه به تثبیت فشار و درجه حرارت لوله‌ها، مقداری ثابت باقی می‌ماند.



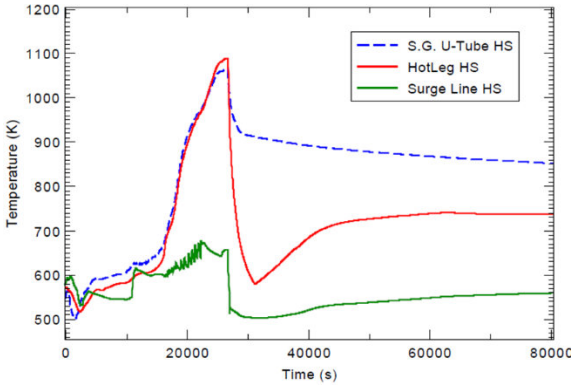
شکل(۳): **فشار حجم‌کنترل‌های بویلر و دانکامر مولدبخار در طی حادثه**



شکل(۲): **فشار سیال خنک کننده راکتور در گذر زمان براثر حادثه**

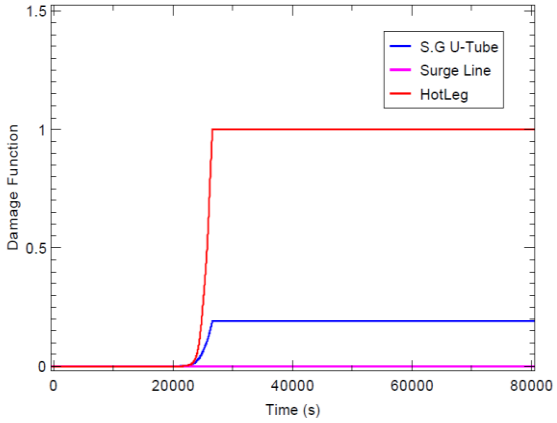


شکل(٥): میزان تنش وارده بر لوله‌های مولدبخار، شاخه‌گرم و خط‌نوسان‌جریان در طی حادثه قطع کامل برق نیروگاه



شکل(٤): تغییرات درجه حرارت لوله‌های مولدبخار، شاخه‌گرم و خط‌نوسان‌جریان در طی حادثه قطع کامل برق نیروگاه

[1] Damage Function



شکل(٦): میزان تابع آسیب لارسون- میلر لوله‌های مولدبخار، شاخه‌گرم و خط‌نوسان‌جریان در طی حادثه قطع کامل برق نیروگاه

٦. نتیجه‌گیری

در این مقاله با استفاده از کد MELCOR١.٨.٦ ، حادثه شکست ناشی از خزش لوله های مولدبخار راکتور تحت فشار وستینگهاوس آنالیز شده است. باتوجه به اینکه مقدار تابع آسیب مدل لارسون- میلر شاخه‌گرم سیستم خنک‌کننده راکتور زودتر از لوله‌های مولدبخار و لوله خط‌نوسان جریان به عدد یک میرسد، می‌توان نتیجه گرفت که، شاخه‌گرم زودتر دچار شکست ناشی از خزش شده است. بنابراین براساس آنالیزهای ایمنی قطعی انجام شده برروی نیروگاه، شکست درون لوله‌های مولدبخار در اثر حادثه قطع کامل برق صورت نمی‌پذیرد و درنتیجه موادرادیواکتیو مداراول مسیر لازم برای انتشار به ناحیه ثانویه مولدبخار و نهایتاً محیط زیست را پیدا نمی‌کند و از طریق شکست ایجاد شده در خطلوله‌گرم به فضای درون ساختمان راکتور منتقل می‌شوند.

مراجع:

[١]. زرنوشه فراهانی و دیگران، آنالیز ترموهیدرولیک حالت پایدارمدل MELCOR مداراول نیروگاهIR360، بیست و دومین کنفرانس هسته ای ایران، انجمن هسته ای ایران،١٣٩٤.

[2]. U.S. EPR final safety analysis report, chapter 19, 2013.

[3]. ASAMPSA2, Volume2 best practices for the Gen II PWR, Gen II BWR L2 PSAs. Refrence IRSN-Raport PSN-RES/SAG/2013-0177.

[4]. R. O. Gauntt, J.E. Cash, R. K. Cole, C. M. Erickson, L.L. Humphries, S. B. Rodriguez, and M. F. Young, “MELCOR Computer Code Manuals, Vol.1: Primer and Users’ Guide, Version 1.8.6 September 2005,” Sandia National Laboratories Albuquerque, NM 87185-0739, NUREG/CR-6119, Rev. 3, SAND 2005-5713.

[5]. SGTR SEVERE ACCIDENT WORKING GROUP, “Risk Assessment of Severe Accident-Induced Steam Generator Tube Rupture”, NUREG-1570, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1998).

[6]. Y. Liao and K. Vierow, "MELCOR analysis of steam generator tube creep rupture in station blackout severe accident", Journal of Nuclear Technology (152), 2005, Pages 302-313.