

خنک سازی مواد مذاب قلب راکتور با بهره گیری از روش خنک سازی از بیرون

محسن صالحی *

*^۱- شرکت مهندسی و ساخت نیروگاه های اتمی (مسنا) ^۲- مرکز مطالعات سازمان پدافند غیر عامل کشور

چکیده:

اصل دفاع در عمق در راکتور های هسته ای به منظور رعایت ایمنی هر چه بیشتر سعی در محدود نگه داشتن حوادث در سد های دفاعی تعریف شده را در خود دارد. با توجه به این اصل سعی شده است تا با اتخاذ رویه ای مناسب، ارزیابی از خنک سازی مواد مذاب حاصل از فروپاشی مواد قلب یک راکتور هسته ای PWR در داخل قسمت تحتانی صورت پذیرد. خنک سازی در داخل این قسمت توسط انتقال حرارت به سیال احاطه کننده سطح بیرونی از تخریب و نفوذ مواد مذاب به داخل چاله راکتور جلوگیری می شود. از جمله مهم ترین نتایج این استراتژی فراتر نرفتن شار گرمایی از شار بحرانی سطح بیرونی قسمت تحتانی و عدم انباشت حرارت در این قسمت است.

کلمات کلیدی: مواد مذاب، قلب راکتور، خنک سازی، انتقال حرارت، شار بحرانی

مقدمه:

قابلیت خنک سازی مواد مذاب در درون محفظه تحت فشار (RPV) راکتور با بهره گیری از غرق آب کردن قسمت بیرونی آن از جمله اهداف اصلی طی زمانی است که ضعف در خنک سازی قلب راکتور هسته ای در خلال یک حادثه وجود دارد. این استراتژی In-Vessel Retention یا اصطلاحاً IVR نامیده می شود. طی چنین حادثه ای روند ذوب قلب آغاز شده و با گذشت زمان شاهد ریزش مواد مذاب به داخل قسمت تحتانی راکتور خواهیم بود. زمانیکه از سالم ماندن قسمت تحتانی اطمینان داشته باشیم دیگر با مسئله تخریب این قسمت، نفوذ مواد مذاب به داخل چاله راکتور و بدنبال آن تخریب پوشش راکتور مواجه نخواهیم بود. اصل دفاع در عمق مشتمل بر چهار سد دفاعی شبکه سوخت، غلاف سوخت، حدود سیستم خنک کننده راکتور و سیستم کانتینمنت می باشد [1]. با توجه به موارد شرح داده شده این استراتژی در سد سوم و چهارم

دفاعی قرار گرفته شده و هدف آن حفظ ایمنی آحاد جامعه و محیط زیست از خطرات احتمالی مواد رادیو اکتیو می باشد. در سال ۱۹۸۹ این طرح از طریق دانشگاه کالیفرنیا برای ارتقا ایمنی راکتور نسل دوم Lovissa (VVER-440) در کشور فنلاند پیشنهاد شد. در نسل سوم راکتور های هسته ای نظیر AP600، AP1000، APR1400، CPR1400 و HPR1000 این طرح مطرح شده است و بعنوان یک عامل مهم در خنک سازی مواد مذاب از طریق پر آب کردن چاله راکتور بحساب می آید. از آنجاکه چاله راکتور قبل از ریزش مواد مذاب در قسمت تحتانی (LP) پر از آب شده است، سطح داخلی قسمت تحتانی می تواند در ابتدای شروع فرآیند ریزش خنک و سطح خارجی این قسمت نیز همدم با دمای آب اشباع سیال داخل در چاله راکتور شود. جوشش بحرانی شرط لازم و کافی برای تخریب قسمت تحتانی راکتور می باشد [2] البته این موضوع منحصر به حوادث Low Pressure Ejection می شود. جوشش آب در ناحیه چاله راکتور یک فرآیند مهم برای برداشت حرارت از مواد مذاب ریزش کرده در قسمت تحتانی راکتور می باشد. اگر شار حرارتی موضعی در سطح خارجی دیواره قسمت تحتانی از شار حرارتی بحرانی تجاوز کند تخریب این قسمت رخ می دهد. مطالعاتی از این دست موضوع بسیاری از مقالات و بررسی های عددی و تجربی بوده است که در ادامه به برخی از آنها اشاره خواهیم نمود. هنری و فاسک از جمله افرادی بوده که به بررسی خنک سازی از بیرون، به منظور جلوگیری از تخریب قسمت تحتانی، را با فرض وجود ایزوله گر (Insulator) در اطراف RPV مورد بررسی قرار داده [3] و در برخی مطالعات دیگر با بهره گیری از کد های حوادث شدید نظیر کد SCDAP/RELAP5-3D مدل خنک سازی درونی مواد مذاب داخل قسمت تحتانی و انتقال حرارت مواد به دیواره و محیط بیرونی یعنی فضای چاله راکتور شبیه سازی شده است [4]. در برخی از بررسی ها از مدل سازی عددی بصورت یک بعدی برای محاسبات پاسخ گرمایی قسمت تحتانی راکتور استفاده شده است [5].

این مقاله به بررسی استراتژی IVR در خلال یک حادثه LBLOCA در شرایط عدم حضور سیستم های برق اضطراری در یک راکتور PWR-360 با بهره گیری از کد RELAP5/SCDAP (R5/S) می پردازد.

روش کار

در ساختار کد R5/S دو شرط مرزی در مش های المان محدود مدل Couple قسمت تحتانی یعنی انتقال حرارت از سطح داخلی و خارجی مطرح می باشد. امکان انتقال حرارت به سطح خارجی برای مطالعه استراتژی IVR از طریق انتقال حرارت با محیط بیرون مفید فایده است. ضرایب انتقال حرارت همرفتی و

دمای چاهک گرمایی در سطوح مش های المان محدود بواسطه وجه مشترک با کد RELAP5 تعیین شده اند. معادله انتقال حرارت با توجه به شرایط مرزی از معادله (۱) محاسبه می شود.

$$(-K_{et}) \frac{\partial}{\partial n} T(z_b, r_b) = h_c(z_b, r_b) [T(z_b, r_b) - T_c(z_b, r_b)] + q_{rad}(z_b, r_b) \quad (1)$$

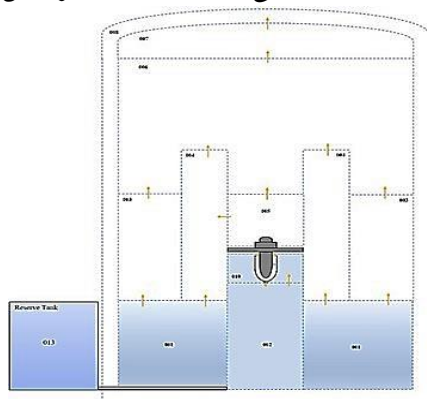
$T(z_b, r_b)$	=	temperature of external surface of node on COUPLE finite element mesh with coordinates of z_b, r_b (K).	n	=	coordinate in direction normal to external surface (m).
z_b	=	elevation of node on external surface of finite element mesh (m).	$h_c(z_b, r_b)$	=	RELAP5-calculated convective heat transfer coefficient for node on external surface with coordinates z_b, r_b (W/m ² K).
r_b	=	radius of node on external surface of finite element mesh (m).	$T_c(z_b, r_b)$	=	RELAP5 calculated temperature of the fluid at surface coordinates z_b, r_b (K).
			$q_{rad}(z_b, r_b)$	=	radiation heat flux (W/m ²).

در انتقال حرارت از سطح خارجی LP شار بحرانی از اهمیت زیادی جهت محاسبه تخریب این قسمت برخوردار می باشد. با توجه آنچه در راهنمای این کد آمده است معادله (۲) جهت محاسبه شار حرارتی بحرانی پیشنهاد شده است. تا زمانی که که شار حرارتی دیواره از شار بحرانی این ناحیه تجاوز نکرده باشد تخریب در این ناحیه صورت نمی پذیرد [6].

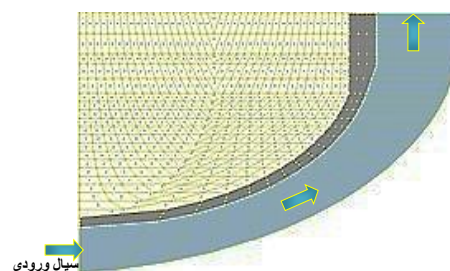
$$q_{CHF} = 0.4[1 + 0.021\theta - (0.007\theta)^2][1 + 0.036\Delta T_{sub}] \quad (2)$$

q_{CHF}	=	the critical heat flux in MW/m ²
θ	=	the contact angle.
ΔT_{sub}	=	the degree of subcooling.

این راکتور PWR مجموعاً توسط ۲۲۶ بخش هیدرولیکی و ۹۳ ساختار دمایی برای مطالعات ترمو هیدرولیکی کد RELAP5 نود بندی شده است. ساختار قلب راکتور توسط قسمت SCDAP کد به ۳ منطقه بر اساس غنای تقریبی سوخت تقسم بندی شده است. در هریک از نواحی میله های سوخت، میله های کنترل و کانل های آبی مدل شده است. Shroud یا baffle محیط بر این نواحی نیز مدل سازی شده است. قسمت LP توسط مدل Couple با در نظر گرفتن ۵۶۷ نود و ۵۲۰ المان برای مطالعات گرمایش و خنک سازی مدل شده است. نمای کلی از مدل سازی قسمت تحتانی و کانتینمنت در شکل ۱ الف و ب نشان داده شده است. مطالعه استراتژی IVR از طریق مدل سازی یک حادثه LBLOCA در یکی از شاخه های سرد بین RPV و پمپ مدار اول صورت گرفته است.



(ب)



(الف)

شکل ۱: الف) مدل سازی قسمت تحتانی راکتور ب) نمای کلی مدل سازی صورت پذیرفته شده

نتایج

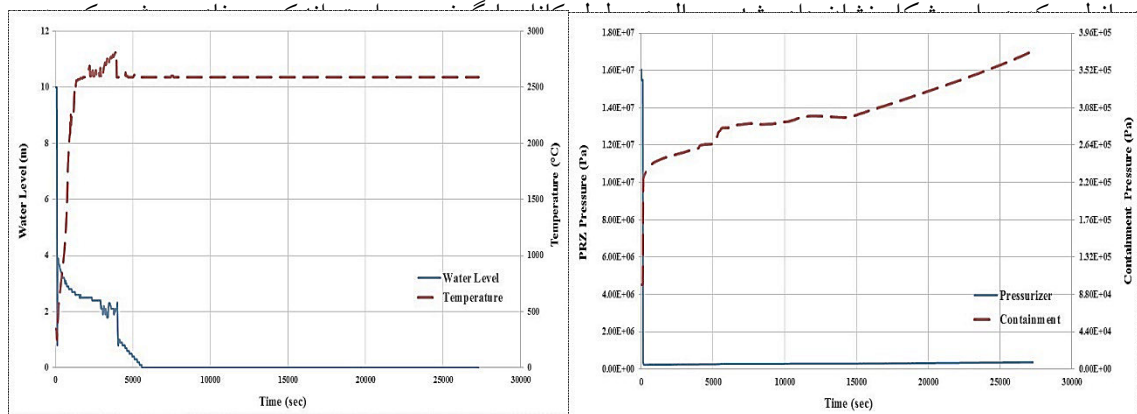
با توجه جدول ۱ که میزان انحراف مدل سازی توسط کد R5/S را از مقادیر طرحی نشان می دهد می توان نتیجه گرفت که این شبیه سازی از دقت تقریباً خوب و قابل قبولی برخوردار می باشد.

جدول ۱: میزان انحراف مدل سازی توسط کد R5/S را از مقادیر طرحی

Parameters	Error	Acceptable Error [7]
Nominal Power, (MWt)	0.0%	2.0%
Primary Circuits Flow Rates (kg/s)	0.01%	2.0%
PZR Pressure (MPa)	0.1%	0.1%
Hot leg Fluid Temperature (°C)	0.07%	0.50%
Cold Leg Fluid Temperature (°C)	0.15%	0.50%
SG Secondary Pressure (MPa)	0.37%	0.1%
Reactor Vessel Pressure Drop (MPa)	7.07%	10%
SG Primary Pressure Drop (MPa)	0.79%	10%
PZR Level (m)	0.08m	0.05m
Secondary Side or Down-Corner Level (m)	0.02m	0.1m
Initial UO ₂ Mass (ton)	1.43	

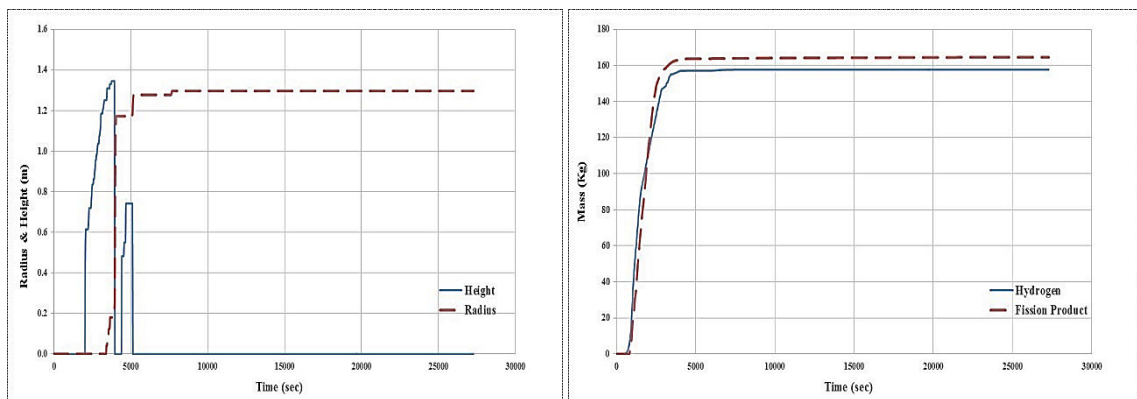
با وقوع حادثه LOCA فشار در داخل کانتینمنت علاوه بر کاهش فشار در فشارنده، با افزایش مواجه می شود و در نهایت فشار مدار اول و کانتینمنت مطابق با شکل ۲ به حالت تعادل می رسند. با رسیدن فشار RPV به تقریباً ۵۳ بار، تانک های ذخیره آب (Accumulator) آب خود را به داخل قلب راکتور تزریق کرده و موجب افزایش ارتفاع آب در داخل این محفظه مطابق با شکل ۳ می شوند. همانطور که در این شکل مشاهده می شود با تزریق آب، دمای قلب کاهش می یابد. در ادامه با توجه به اینکه آب موجود در قلب تبخیر می شود دمای سطح سوخت راکتور با شیب ملایمی بالا می رود. در اثر واکنش غلاف سوخت با بخار آب اکسیداسیون که واکنشی گرماده بوده صورت می گیرد و دمای قلب همانطور که در شکل ۴ نشان داده شده است سریع تر افزایش می یابد. اکسیداسیون غلاف منجر به تولید هیدروژن می شود. شکل ۴ نشان می دهد با افزایش دمای سوخت مواد رادیواکتیو موجود در میله سوخت از آن رها می شوند. این مواد رادیواکتیو شامل Xe، Kr، He، H₂، CsI و CsOH می شوند. در طی زمان با کمبود خنک کننده داخل قلب راکتور دریاچه ای از مواد مذاب در بین میله های سوخت شکل می گیرد که حاصل از عدم برداشت حرارت از قلب و ذوب شدن قلب می باشد. با گذشت زمان مطابق شکل ۵ بر شعاع آن افزوده شده و نهایتاً به داخل LP ریزش کرده و ارتفاعی از مواد مذاب را به طول ۱/۳ متر مطابق شکل تشکیل می دهند. با انباشت مواد مذاب، این قسمت شروع به گرم شدن کرده که در صورت عدم برداشت حرارت ذوب می شود. مطابق شکل ۶ با

استفاده از استراتژی IVR خنک سازی سطح خارجی LP و برداشت حرارت سیال از سطح خارجی با موفقیت صورت می گیرد. دمای سطح خارجی LP زیر دمای ذوب قرار گرفته و شار حرارتی نیز از شار بحرانی این سطح تجاوز نمی کند. همانطور که در شکل ۷ نشان داده شده است اختلاف دما یا چگالی خنک کننده در کانال جریان بین Insulator و سطح بیرونی RPV منجر به ایجاد جریان سیال طبیعی می شود.



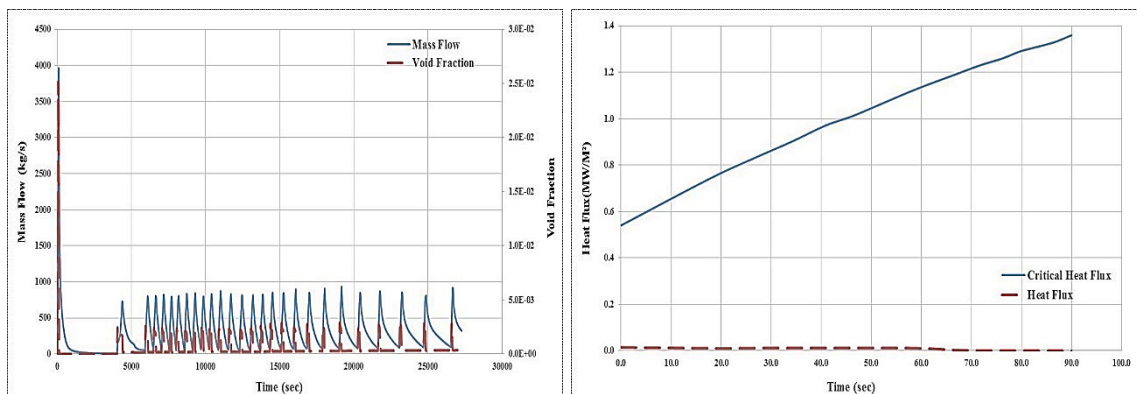
شکل ۳: منحنی ارتفاع آب و ماکزیمم دمای قلب راکتور

شکل ۲: منحنی فشار کانتینمنت و فشارنده



شکل ۵: منحنی ارتفاع و شعاع دریاچه مواد مذاب

شکل ۴: منحنی تولید هیدروژن و محصولات شکافت



شکل ۶: منحنی شار گرمایی و بحرانی قسمت تحتانی شکل ۷: منحنی void و دبی جریان در ایزوله گر

بحث و نتیجه گیری

در حادثه LBLOCA بدون دسترسی به برق اضطراری پس از گذشت ۱۳ دقیقه فشار در RPV و کانتینمنت در ۲۴/۴ بار به تعادل می‌رسد. تانک های ذخیره آب تنها قادر به پرکردن بخشی از قلب راکتور می باشند. با بخار شدن سیال موجود در قلب با افزایش حرارت قسمت بالایی میله های سوخت که در مجاورت با بخار آب می باشند در زمان تقریبی ۴/۵ دقیقه پس از حادثه تولید هیدروژن، افزایش دمای قلب و سرانجام فروپاشی دو مرحله ای قلب صورت می گیرد. استراتژی IVR به کمک خنک سازی از بیرون موجب ایجاد جریان طبیعی در کانال ایزوله گر یا insulator شده و برداشت حرارت، خنک سازی و عدم تخریب قسمت LP را حاصل می کند. با توجه به نمونه های موفق و ناموفق خنک سازی مواد مذاب اکتیو ضرورت تحقیق و توسعه در زمینه ایجاد و بسط مدل های تجربی و تئوری در راستای برنامه ریزی، مدیریت بحران و رعایت اصل دفاع در عمق در راستای تحقق حداقل آسیب عموم مردم و طبیعت پیشنهاد می شود.

سپاسگزاری:

***سپاس بی پایان به محضر مبارک پدر و مادر بزرگوار و عزیزم که هر چه هست و خواهد بود حاصل تلاش بی منت آنان برای این کمترین بوده است.

منابع:

- [1] International Nuclear Safety Advisory Group, DEFENCE IN DEPTH IN NUCLEAR SAFETY, INSAG-10, 1996
- [2] Theofanous, T.G., et al., 1994a. Critical heat flux through curved, downwards facing thick wall. In: Proceeding of the OECD/CSNI/NEA Workshop on large Molten Pool Heat Transfer, Gernoble, France.
- [3] Henry, R.L., Fauske, H., 1993. External cooling of a reactor vessel under severe accident conditions. Nuclear Engineering Design 139, 31-43.
- [4] Knudson, D.L., Rempe, J.L., 2002. In-vessel retention modeling capabilities of SCDAP/RELAP5-3D. In: Proceeding of ICONE10-22754, Arlington, VA, USA.
- [5] Rempe, J.L., et al., 1997. Potential for AP600 in-vessel retention through ex-vessel flooding. Technical evolution report, INEEL/EXT-97-00779.

- [6] The SCDAP/RELAP5 Development Team, October 1997, Appendix a SCDAP/RELAP5 MOD3.2 Assessment, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, page 127/202
- [7] Dino Alfonso Araneo , PhD Thesis, University of PISA, Realization of a Methodology for the assessment of “Best Estimate” codes for the analysis of nuclear systems and application to Cathare2 V2.5 code, 2008