



## PWR

### RELAP5/MOD3.2

\*

: از آنجایی که رآکتور VVER-1000 طرح روسی نیروگاه هسته‌ای بوشهر با در نظر گرفتن تغییر تکنولوژی آلمانی به روسی با تغییر ارتفاع در شاخه سرد طراحی و توسعه داده شده است، ارزیابی ایمنی این سیستم‌ها برای حادثه از دست رفتن خنک‌کننده (LOCA) در این شاخه برای یک رآکتور معین و مقایسه نتایج حاصل با حالت بدون تغییر در ارتفاع شاخه سرد (حالت متعارف طراحی رآکتورهای هسته‌ای)، حائز اهمیت و دارای پیامدهای سودمندی از نقطه نظر بهره‌برداری ایمن رآکتور خواهد بود. در این مقاله سعی شده است با شبیه‌سازی به وسیله کد RELAP5/MOD3.2 در دو حالت مزبور برای یک رآکتور قدرت PWR، فرایند مورد نظر در این دو حالت ارزیابی شده و نتایج دو رهیافت ضمن بحث و بررسی به رآکتور VVER بوشهر که دارای این نوع طراحی جدید و منحصر بفرد است تعمیم داده شود. طراحی و شبیه‌سازی فرایند تغییر ارتفاع در شاخه سرد با کد مزبور برای رآکتور از نوع PWR، برای اولین بار در کشور انجام می‌شود و در این مقاله تنها به برخی از نتایج مهم آن اشاره شده است.

*VVER-1000*      *RELAP5/MOD3.2*      :  
*RELAP5*

## Analyzing the Loss of Coolant Accident in PWR Nuclear Reactors with Elevation Change in Cold Leg by RELAP5/MOD3.2 System Code

H. Kheshtpaz\*, C. Alison

National Nuclear Safety Department, AEOL, P.O. Box: 75181-111, Bushehr - Iran

**Abstract:** As, the Russian designed VVER-1000 reactor of the Bushehr Nuclear Power Plant (BNPP) by taking into account the change from German technology to that of Russian technology, and with the design of elevation change in the cold legs has been developed; therefore safety assessment of these systems for loss of coolant accident (LOCA) in elevation change in the cold legs and comparison results for non change elevation in the cold legs for a typical reactor (normal design of nuclear reactors) is the main important factor to be considered for the safe operation. In this article, the main objective is the simulation of the loss of coolant accident scenario by the RELAP5/MOD3.2 code in two different cases; first, the elevation change in the cold legs, and the second, non change in it. After comparing and analyzing these two code calculations the results have been generalized for a new design feature of Bushehr reactor. The design and simulation of the elevation change in the cold legs process with RELAP5/MOD3.2 code for PWR reactor is performed for the first time in the country, where it is introducing several important results in this respect.

**Keywords:** *RELAP5/MOD3.2 Code, Bushehr VVER-1000 Reactor, Loss of Coolant Accident (LOCA), Model Nodalization in RELAP5 Code, Computerized Simulation, Reactor Safety*

\*email: hkheshtpaz@yahoo.com

تاریخ دریافت مقاله: ۸۴/۳/۹ تاریخ پذیرش مقاله: ۸۵/۴/۱۴



به منظور فرایند شبیه‌سازی دینامیکی با کد سیستم ترموهیدرولیکی RELAP5، یک رآکتور PWR (Zion-1) طرح وستینگ‌هاوس را که دارای ۴ مدار بسته بوده [۲ و ۳] و برای فرایند شبیه‌سازی دارای اطلاعات کامل می‌باشد انتخاب کرده و تغییرات لازم را در پیکربندی آن انجام می‌دهیم. چون هدف تأثیر تغییر ارتفاع روی ایمنی سیستم است، این مدل را می‌توان برای رآکتور بوشهر بکار برد و ایمنی سیستم را مورد ارزیابی قرار داد که خود موضوعی جداگانه است. سناریوی حادثه از دست رفتن آب خنک‌کننده با مدل کردن ۲٪ شکست در شاخه سرد در ناحیه بین خروجی پمپ و نازل ورودی رآکتور (در فاصله ۲/۲۸۶ متری از نازل تخلیه پمپ با سطح شکست ۰/۰۰۷۶۶۳ مترمربع) با استفاده از کد سیستم RELAP5/MOD3.2 انجام می‌شود. برخی جنبه‌های اصلی طراحی Zion-1 به قرار زیر می‌باشند:

- فشار مدار اول: ۱۵/۵۱۵ MPa
- دبی مدار اول: ۴۶۰۶/۲۴۰ kg/s
- دمای آب خروجی از قلب رآکتور: ۳۰۹/۶۲°C
- دمای آب ورودی به قلب رآکتور: ۲۷۶/۷۲°C
- فشار مدار دوم: ۴/۸۲۵ MPa
- دبی آب تغذیه مدار دوم: ۱۳۲۲/۱۱۳ kg/s
- دمای بخار خروجی مدار دوم: ۲۶۱/۶۷°C

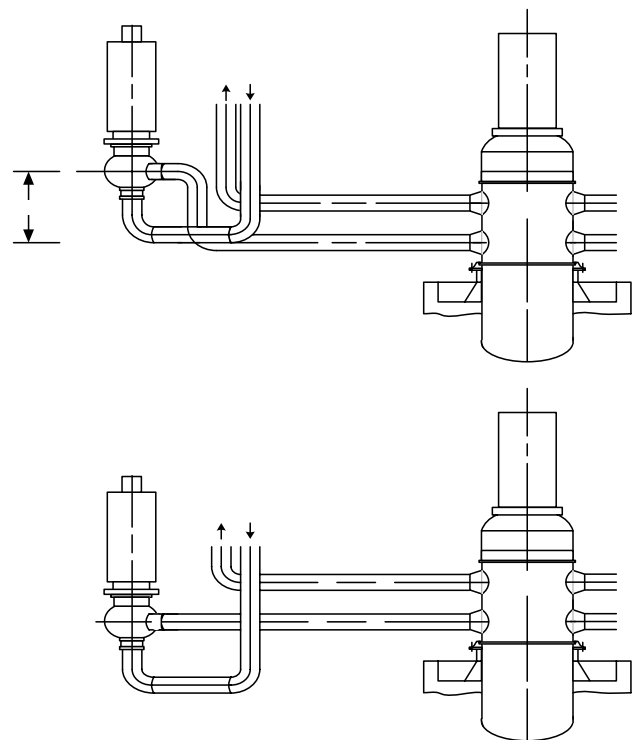
( )

بعد از اعمال برخی تغییرات در مدل اولیه در شاخه سرد و باز نودبندی برخی قسمت‌های مدل متعارف، نودبندی نهایی مدل برای ارزیابی بوسیله کد RELAP5/MOD3.2 مطابق شکل‌های (A-۲)، (B-۲) و (C-۲)، صورت گرفته است.

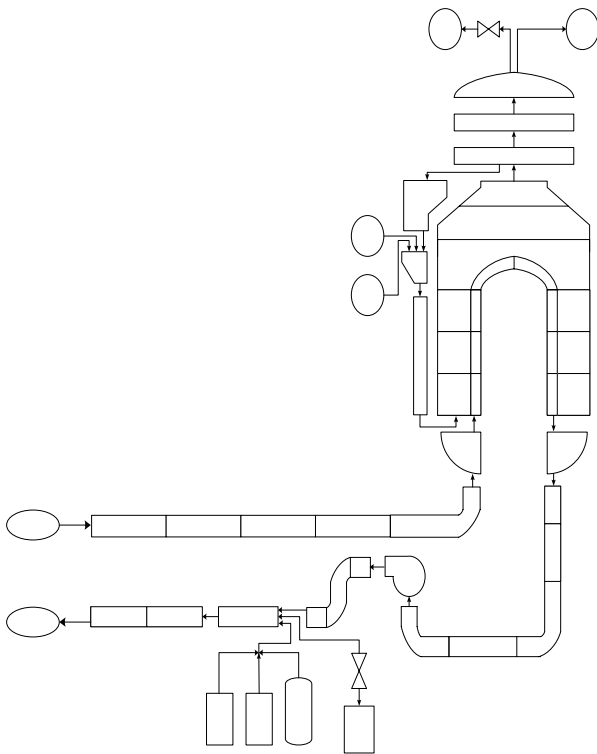
بطوری که در شکل دیده می‌شود بین خروجی پمپ مدار اول و محور مرکزی شاخه سرد رآکتور اختلاف ارتفاع وجود دارد. این اختلاف ارتفاع (حدود ۱ متر) مبنای شبیه‌سازی است.

مدل نودبندی RELAP5/MOD3.2، در برگیرنده جنبه‌های اساسی این رآکتور می‌باشد. در این مدل، رآکتور به ناحیه‌هایی متشکل از عنصرهای هیدرولیکی متفاوت تقسیم شده و در

در اکثر طراحی‌های رآکتور تحت فشار، شاخه سرد<sup>(۱)</sup> که از محل تخلیه پمپ مدار اول تا نازل ورودی در محفظه تحت فشار را در بر می‌گیرد یک لوله بدون تغییر ارتفاع می‌باشد، علاوه بر مسأله تقارن در طراحی، انتخاب چنین رهیافتی بر ایمنی سیستم در پی بروز برخی حوادث تأثیر می‌گذارد. از طرف دیگر، بطوریکه در شکل ۱ ملاحظه می‌شود طرح شاخه سرد با تغییر ارتفاع در رآکتور بوشهر [۱]، به علت انطباق دو فناوری آلمانی و روسی و بازسازی و طراحی رآکتور VVER بجای رآکتور KWU قبلی، در نظر گرفته شده است و تأثیر چنین مدلی بر ایمنی سیستم از لحاظ ترموهیدرولیکی باید مورد ارزیابی قرار گیرد. برای ارزیابی جنبه‌های ایمنی این دو فناوری، در واقع دو طراحی، فرایندهای فرضی حادثه LOCA در دو مدل را برای یک رآکتور PWR که دارای چهار مدار اصلی طرح وستینگ‌هاوس است در نظر می‌گیریم. در مدل‌سازی RELAP5، این مسأله برای حالت LOCA انجام گرفته و سعی شده است مدل، انعطاف‌پذیری خاصی برای ارزیابی برخی رفتارهای گذرا داشته باشد.



دو نوع طراحی متفاوت، (A) تغییر ارتفاع در شاخه‌های سرد به اندازه (B، L) بدون تغییر ارتفاع شاخه‌های سرد (حالت متعارف).



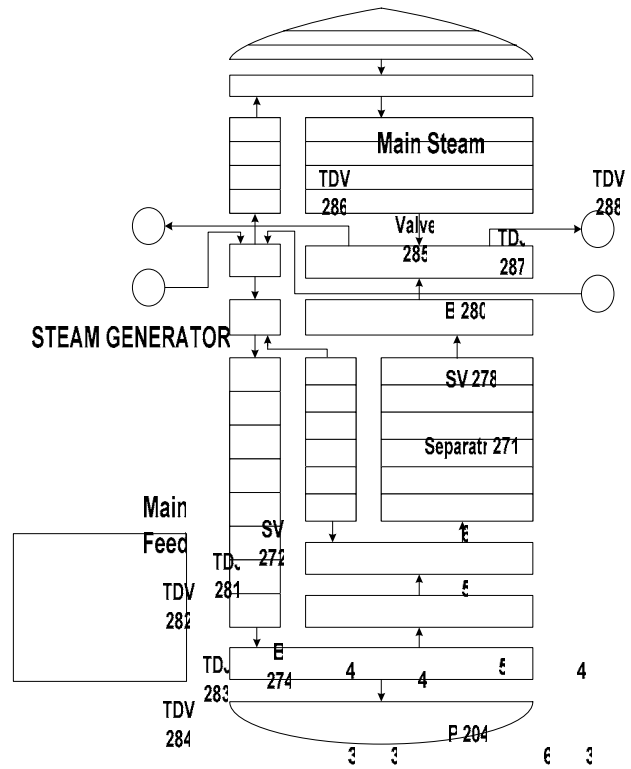
C: نودبندی مدار منفرد (مدار شکسته) برای کد RELAP5

انتخاب تعداد و نوع این نودهای ترموهیدرولیکی عواملی چون، شرایط پایداری عددی، همگرایی کد، شرایط جریانهای واقعی، شرایط ترموهیدرولیکی صحیح و مطالعه نودبندی قبلی در نظر گرفته شده است [۴].

مدل RELAP5 شامل ۱۳۹ حجم Upper Plenum پیوند دهنده جریان، ۸۳ ساختار حرارتی می‌باشد. در این مدل دو مدار اولیه خنک کننده موسوم به مدار شکسته یا مدار منفرد<sup>(۲)</sup> و مدار دیگر یعنی مدار درگیر یا مدار سه گانه<sup>(۳)</sup> که از تجمع سه مدار بسته تشکیل یافته، شبیه‌سازی شده‌اند. مدارهای شکسته و درگیر به غیر از اختلافات کوچکی در مکان شکست و فشارنده، به طور مقارنی مدل شده‌اند. نتایج انجام یافته در المانهای کنترل ۲۰۸، TD۲۹۴، TD۲۹۳، TD۲۹۲، TD۲۹۱ اعمال شده‌اند.

TDV	TDV
291	293

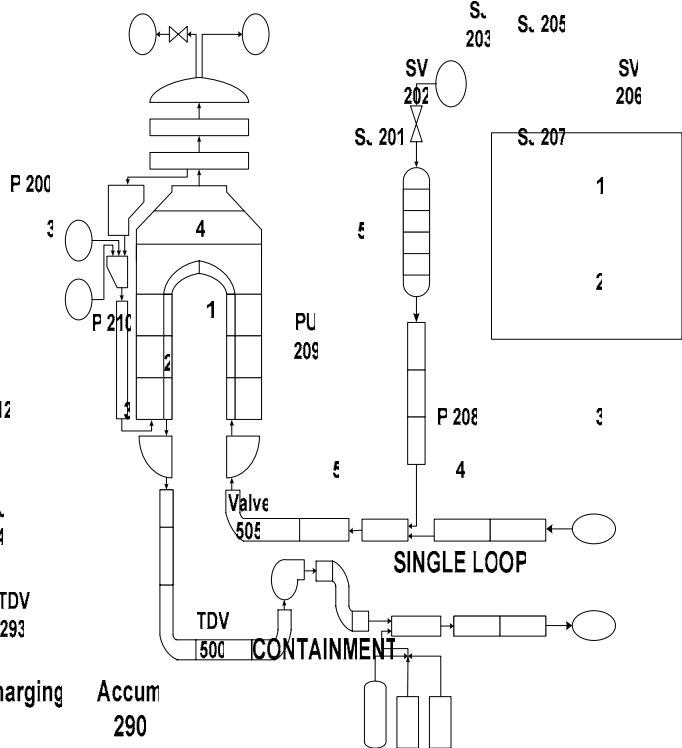
حاشیه از دست رفتن آب خنک کننده در اثر یک شکست لحظه‌ای در شاخه سرد آغاز می‌شود. این فرایند با کمک یک سوپاپ تریپ<sup>(۴)</sup> که مدل جریان بحرانی انسدادی زیر اشباع<sup>(۵)</sup> را در کد RELAP5 بکار می‌برد شبیه‌سازی می‌شود. یک سیگنال



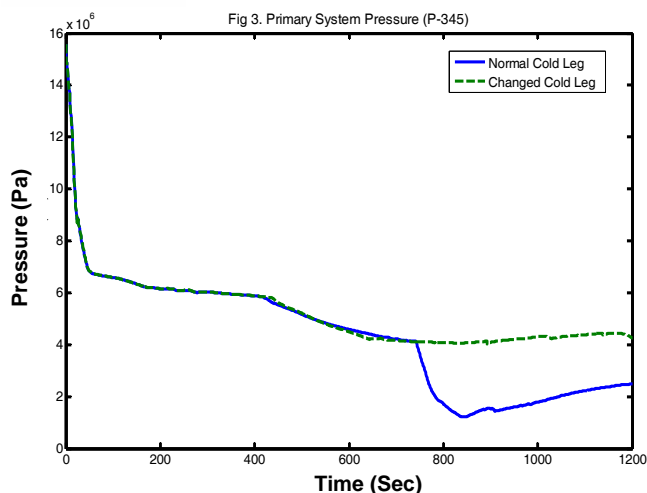
A: نودبندی محفظه تحت فشار برای کد RELAP5

AUX	P	2	2	7	2
Feed	P	276			
		1	1	8	1

P 270



B: نودبندی مدار سه گانه برای کد RELAP5



فشار مدار اول در خروجی قلب رآکتور.

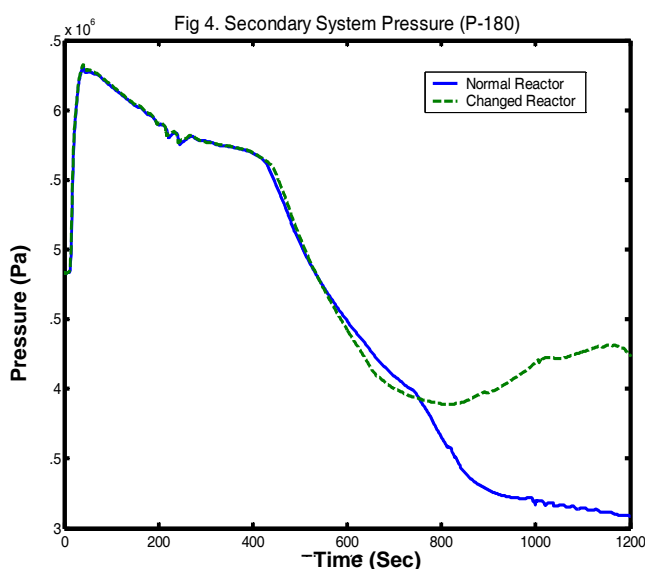
خاموشی آبی هنگامی که فشار در فشارنده به پایین تر از  $12/82\text{MPa}$  می رسد تولید شده و رآکتور، ۳ تا ۴ ثانیه بعد از سیگنال، خاموش می شود. لنگر چرخش پمپ ها بعد از وقوع سیگنال خاموشی، شروع شده و سوپاپها در مسیر آب تغذیه مولد بخار و خطوط انتقال بخار بطور همزمان بسته می شوند. در شبیه سازی متعارف بدون تغییر در ارتفاع آب در شاخه سرد سوپاپهای آب تغذیه و خطوط بخار، بطور خطی در مدت ۱ و ۱۰ ثانیه بترتیب بسته می شوند. همچنین سیستم تزریق اضطراری ایمنی در زمانی که فشار فشارنده به پایین تر از  $12/62\text{MPa}$  می رسد بعد از ۵ ثانیه شروع می شود. در این شبیه سازی کنترل خودکار جریان آب تغذیه بر مبنای سطح آب مولد بخار شبیه سازی شده است.

در جریان دو بار شبیه سازی مسأله برای دو حالت متفاوت به مدت ۱۲۰۰ ثانیه، برخی نتایج اجرای کد به شرح زیر می باشد:

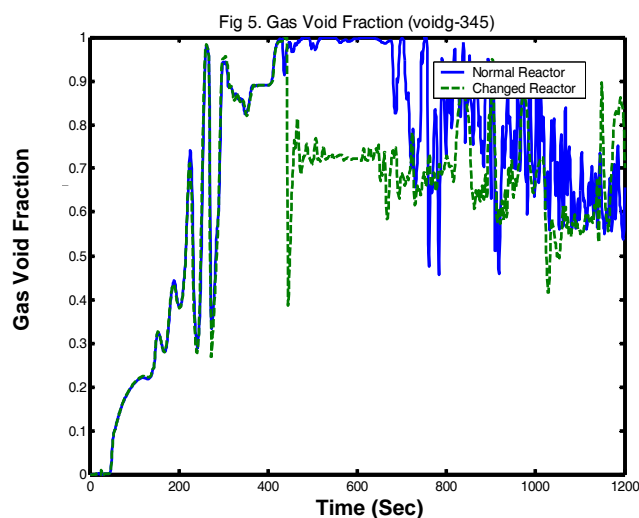
- فشار مدار اول تا مدت ۷۵۰ ثانیه در دو نوع طراحی، توافق خوبی را نشان می دهد ولی بعد از آن فشار در رآکتور متعارف کمی افت می کند در حالی که در رآکتور دارای شاخه سرد، با تغییر ارتفاع، ثابت می ماند. دلیل این امر را می توان در افزایش فشار ناشی از گرانش در انتهای عمودی شاخه سرد دانست (شکل ۳).
- اختلاف فشار مدار دوم از ثانیه ۵۵۰ به طور جزئی شروع می شود و از ثانیه ۷۵۰ به بعد این اختلاف با افزایش فشار در رآکتور تغییر یافته، بارزتر می شود (شکل ۴).

- کاهش بخار آب در ناحیه خروجی قلب رآکتور نوسانات بزرگی را از ثانیه ۷۳۵-۴۳۰، در رآکتور تغییر یافته نشان می دهد. دلیل این امر را می توان در بالا بودن فشار در مکان خروجی سیال از قلب رآکتور تغییر یافته جستجو کرد که فشار بالا منجر به حجم بخار کمتری در این طراحی شده است (شکل ۵).

- دبی شکست با صرف نظر از اختلافات جزئی در پیکها، در دو طراحی نتایج تقریباً یکسانی می دهد (شکل ۶).



فشار مدار سه گانه در بالاترین قسمت مولد بخار (گنبد مولد بخار).



کسر حجمی بخار (اثر خلاء) در منطقه خروجی سیال از قلب رآکتور.



همین فرایند و روش تحلیل را می‌توان در مورد رآکتور VVER بوشهر با محاسبات جداگانه برای دو نوع طراحی در نظر گرفت و نتایج را استخراج کرد بدیهی است نتایج بدست آمده ممکن است جنبه‌های ایمنی سیستم را مورد تحلیل قرار دهد و نتایج این محاسبه پیش درآمدی برای تحلیل و ارزیابی مسأله شبیه‌سازی فرایند تغییر در شاخه سرد برای رآکتور بوشهر تلقی گردد.

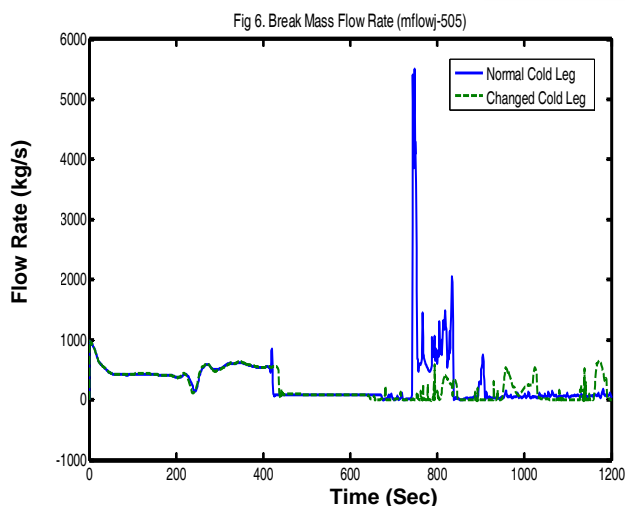
در اینجا از زحمات پرفسور کریس آلیسون که کد RELAP/SCDAPSIM/MOD3.2 را برای انجام شبیه‌سازی در اختیار من قرار داده و برای شبیه‌سازی این مسأله راهنمایی‌های لازم را کرده‌اند کمال تشکر و قدردانی را دارم.

:

- ۱- Cold Leg
- ۲- Single Loop
- ۳- Triple Loop
- ۴- Trip Valve
- ۵- Subcooled Choking Model

## References:

1. AEP "Preliminary safety analysis report," PSAR, Chapter 5, Rev 1, (2000).
2. C.D. Fletcher, "Loss of offsite power scenarios for the Westinghouse Zion-1 Pressurized Water reactor," EGG-CAAP-5156, (1980).
3. C.D. Fletcher and M.A. Bolander, "Analysis of instrument tube ruptures in Westinghouse 4-loop PWRs," UREG/CR-4672, EGG-2461, (1986).
4. C.D Fletcher and R.R. Schults, "RELAP5/MOD3.3 Code Manual," NUREG/CR-5535, Volume III, (2001).



نرخ خروج جرم (دبی سیال) از سیستم از محل شکست به داخل

محفظه ایمنی رآکتور.

با ارزیابی سناریوی از دست رفتن خنک‌کننده در دو نوع طراحی متفاوت در شاخه سرد با کد سیستم RELAP5/MOD3.2 پیامدهای زیر را می‌توان خلاصه کرد.

از آنجایی که مدل نودبندی رآکتور Zion-1 برای رفتارهای گذرا و حالت پایدار، نتایج قابل قبولی ارائه داده است [۴]. تغییر جزئی نودبندی مدل با شاخه سرد دارای تغییر در ارتفاع، برای سناریوهای متفاوت، نتایج درستی را ارائه می‌دهد.

افزایش فشار مدار اول و دوم در مدت‌های بیشتر از ۵۰۰ ثانیه، ممکن است یکی از نقاط ضعف این نوع طراحی تلقی شود.

کاهش در کسر حجمی بخار آب در ناحیه خروجی قلب رآکتور در زمانهای بین ۷۳۵-۴۳۰ ثانیه، نشانه انتقال حرارت بالا در این ناحیه و پایداری ایمنی قلب نسبت به طراحی متعارف می‌باشد.

با صرف‌نظر از اختلافات جزئی فشار و کاهش حجم گاز، باید توجه داشت که در شرایط حادثه بعثت بالا رفتن فشار شاخه سرد نسبت به حالت متعارف (شکل ۳) تنش‌های مکانیکی و فشار وارد بر محل‌های جوش خوردگی ممکن است منجر به شکستگی بیشتر و ناپایداری سیستم گردد و این نقطه در ایمنی سیستم باید مدنظر قرار گیرد.