J. Of Nuclear Sci. and Tech.
No.27, pp. 36-47, 2003
Archive of SID

مجله علوم و فنون هسته‌ای
شماره ۲۷، صفحات ۴۷- ۳۶، ۱۳۸۲

ارتقای سطح ایمنی هسته‌ای در نیروگاههای پیشرفتهٔ روسیه (WWER) با رآکتور مدل V-392

سید عبدالامیر طبیبیان*
معاونت نیروگاههای اتمی، سازمان انرژی اتمی ایران، صندوق پستی: ۷۴۸۴- ۱۹۳۹۵، تهران - ایران

چکیده: پس از سالها بهره‌برداری از نیروگاههای WWER 1000/320 روسی و آشکار شدن نقصهای رآکتور مدل V-320 بکار رفته در آنها، متخصّصان روسی به کمک کارشناسان آمریکایی و آژانس بین‌المللی انرژی اتمی و همچنین مراکز تحقیقاتی داخل و خارج، نیروگاه جدیدی از نوع WWER-1000 با رآکتور جدید مدل V-392 را معرفی کردند. اصلاحات در این رآکتور شامل سوخت، سیستمهای ایمنی هسته‌ای، طراحی نوترونی و گرمابی (هیدروترمال) قلب رآکتور، ابزار دقیق و مدار اوّلیه و ثانویهٔ رآکتور است. در این مقاله تنها به اصلاحات سیستمهای ایمنی هسته‌ای، که از عوامل مهم ارتقای سطح ایمنی هسته‌ای رآکتور به شمار می‌آیند، پرداخته شده است.

واژه‌های کلیدی: پوشش ایمنی، خاموشی سریع، دفاع در عمق، سیستمهای ایمنی فعّال و غیر فعّال، نگهدارنده قلب مذاب (رآکتور)

Enhancement of the Safety Level in Advanced Russian Nuclear Power Plants (WWER) with the Reactor Model V-392

Seyed Abdolamir Tabibian*
Nuclear Power Plants Division, AEOI, P.O.Box: 19395 - 7484, Tehran - Iran

Abstract: The Russian nuclear power plant (WWER) with the reactor model V-392 is designed as a Nuclear Power Plant with the enhanced safety WWER-1000 reactor of a new generation. The safety concept has been elaborated in an evolutionary approach based on thorough analysis of operating experience and design solutions of NPP units with V-320. In the reactor model V-392 the fuel, nuclear safety system, neutron and thermal hydraulic design of the reactor core; instrumentation and control, as well as primary and secondary circuit have been modified. This article refers to nuclear safety systems that have been subjected to extensive modifications in comparison with the reactor model V-320 and also play an important part in the nuclear safety level enhancement.

Keywords: *containment, scram, defense in depth, active and passive safety system, core melt catcher*

* email: amtabibian@hotmail.com
تاریخ دریافت مقاله: ۱۳۸۰/۱۰/۲۴ تاریخ پذیرش مقاله: ۱۲ /۱۳۸۱/۵
www.SID.ir

Archive of SID

۱- مقدمه

برای ارتقای سطح ایمنی رآکتورهای مدل قدیمی V-320 و بکارگیری اصلاحات جدید در رآکتور مدل V-392، شرکتهای روسی AEP [۱]، OKB Gidropress، Institute Kurchatov و شرکتهای خارجی EDF[۲]، GRS[۳]، Siemens و آژانس بین‌المللی انرژی اتمی(IAEA)[۴]، با اتکا بر تجزیه و تحلیل ایمنی به روشهای قطعی و احتمالی راه‌حلهای جدید طرّاحی سیستمهای ایمنی را یافتند. با آزمایشهای متعدّد اعتبار آنها اثبات و در طرّاحی جدید رآکتور مدل V-392 منظور شد.

با توجّه به حداکثر استفاده از اصول مهندسی در مفهوم "دفاع در عمق" که توسّط آژانس بین‌المللی انرژی اتمی توصیه شد و بر مبنای اصول ذیل، سطح ایمنی این نوع رآکتور ارتقا یافت.

۱. بکارگیری اصل تنوّع در عملکرد و یا در ساختمان سیستمهای ایمنی برای اجرای هر عمل ایمنی که رآکتور را در مقابل «علّت مشترک نقصان‌ها» حفاظت کند و دسترسی به سیستمهای ایمنی را افزایش دهد. همچنین با بکارگیری اصل تعدّد سیستمهای ایمنی چه به صورت فعّال، یعنی به کمک نیروی محرّکه و چه به صورت غیر فعّال، یعنی بدون استفاده از نیروی محرّکه و بطور طبیعی به صورت چند ردیفی با کارآیی کامل مستقل برای اجرای عملیات در هنگام کار عادی و یا در هنگام بروز حادثه در رآکتور، ایمنی آن را افزایش می‌دهند.

۲. برای جلوگیری ازخطاهای انسانی نیز راه‌حلهای زیر در نظر گرفته شده‌اند:

الف- افزایش خودکاری سیستمهای حفاظتی و کنترلی به طوری که دخالت کارکنان را به هنگام وقوع تعدادی از حوادث مبنای طرّاحی DBA[۵]، به ویژه هنگام نشت از مدار اوّلیه به مدار ثانویه، به حداقل برساند.

ب- بکارگیری سیستمهای غیر فعّال به طوری که فعّال شدن آنها نیازی به عمل پرسنل و یا به نیروی محرّکهٔ خارجی نداشته و بطور طبیعی وارد عمل شوند.

۳. بکارگیری پوشش ایمنی جدید برای رآکتور که از دو لایهٔ بتون مسلح ساخته شده است. لایهٔ بتونی خارجی استوانه‌ای با گنبد کروی به ضخامت ۶۰ سانتی‌متر است که برای حفاظت رآکتور در مقابل حوادث خارجی، مانند سقوط هواپیما، موج انفجار، طوفان و گردباد و سایر بارهای خارجی علیه رآکتور ساخته شده است. سطح داخلی لایهٔ خارجی از یک مادّهٔ پلی‌مری پوشیده شده است تا از نشت مخلوط گاز و هوای خارج شده از لایهٔ بتونی داخلی به هنگام بروز حادثه جلوگیری شود. بین دو لایهٔ داخلی و خارجی بتونی، فضایی به پهنای ۲/۲ متر تعبیه شده است که برای جمع‌آوری و تصفیهٔ مخلوط هوا و گازهای رادیوآکتیو، استقرار مبدّلهای حرارتی که با جریان هوا خنک می‌شوند، همچنین برای سیستم ایمنی غیر فعّال خنک کردن مولّدهای بخار بکار می‌رود.

لایهٔ داخلی بتونی پوشش ایمنی رآکتور استوانه‌ای است با گنبد کروی که سطح داخلی آن از فولاد ضد زنگ پوشیده شده است. ضخامت این لایه ۱/۲ متر بوده و مجهّز به سیستمهای دفع هیدروژن و تخلیهٔ هوای درونی ساختمان رآکتور و عبور دادن آن از صافی‌های ویژه است (شکل ۱).

۲- سیستمهای ایمنی اصلاح‌کننده و ارتقادهندهٔ سطح ایمنی هسته‌ای در رآکتور V-392

سیستمهای ایمنی سیستمهایی هستند که می‌توانند رآکتور را خاموش کرده و در حالت ایمن نگاهدارند، یا حرارت تأخیری قلب رآکتور راپس از خاموشی دفع نمایند و از عواقب اثرهای ناشی از انحراف پارامترهای رآکتور در حالت بهره برداری عادی از آن [AOO][۶] و یا از بروز حوادث جلوگیری به عمل آورند.

سیستمهای ایمنی رآکتورهای روسی بر حسب عملکردشان به دو صورت زیر طبقه‌بندی می‌شوند:

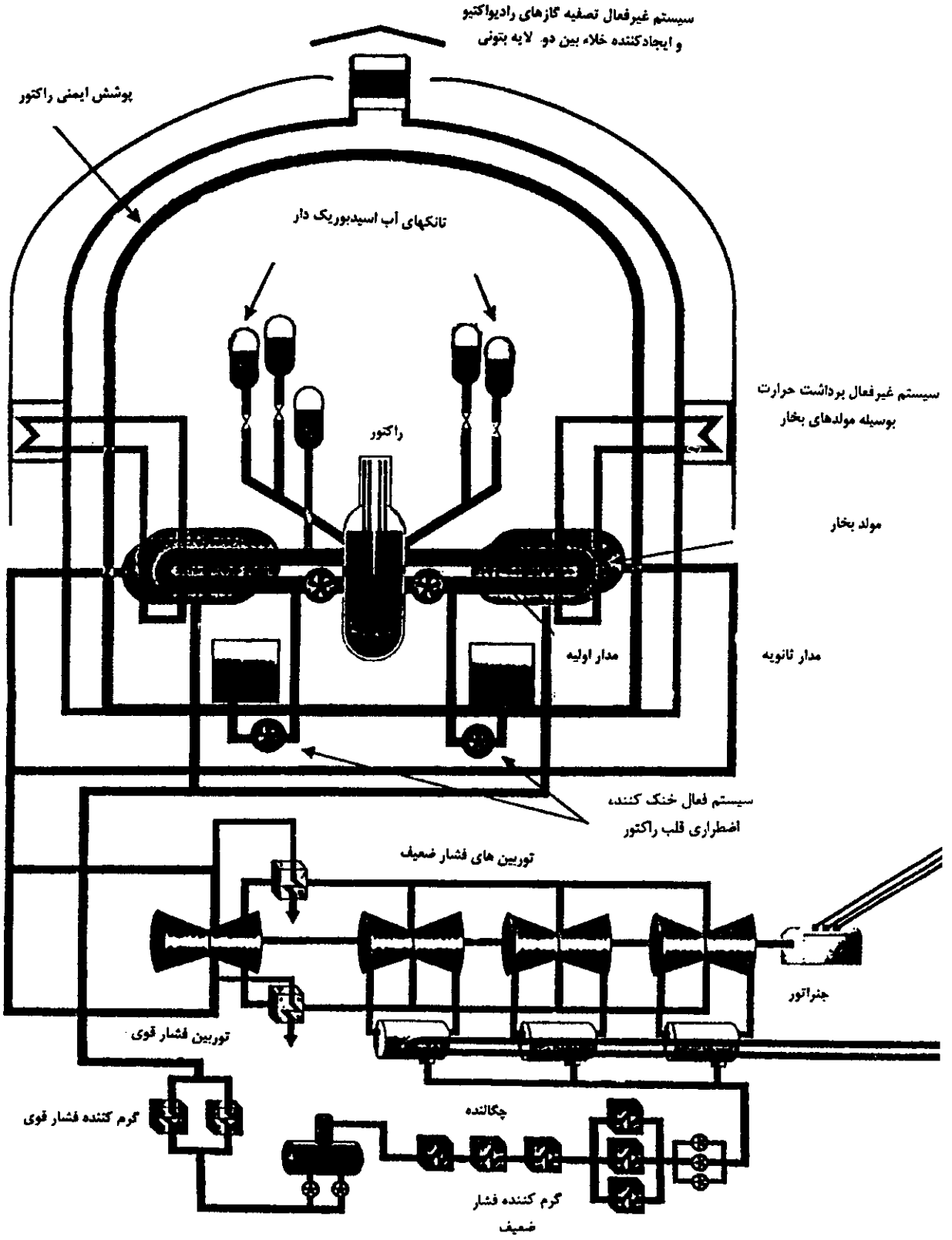
- سیستمهایی که در حالت عادی کار رآکتور بکار می‌روند.
- سیستمهایی که برای تضمین ایمنی رآکتور کاربرد دارند.

سیستمهای تضمین‌کننده ایمنی رآکتور به چهار دستهٔ حفاظتی، پشتیبانی، محصورکنندهٔ حوادث و کنترل طبقه‌بندی می‌شوند.

سیستمهای حفاظتی به منظور جلوگیری و یا محدود کردن آسیب رسیدن به سوخت و یا غلاف سوخت رآکتور، همچنین

www.SID.ir

Archive of SID



شکل۱- پوشش ایمنی راکتور

www.SID.ir

Archive of SID

برای حفاظت قطعات و لوله‌هایی که به نحوی با مواد رادیوآکتیو سروکار دارند بکار می‌روند.

در اینجا با توجّه به موضوع مورد بحث، برخی از سیستمهای ایمنی مهّم و غیر متداول در رآکتورهای اتمی را معرّفی کرده (در نیروگاههای اتمی سابق چنین سیستم‌هایی بکار نرفته است) و از ارائه سیستمهای ایمنی برقی و ابزار دقیق و یا تهویه‌ای صرفنظر می‌شود.

۲-۱- سیستمهای ایمنی حفاظتی فعّال

الف- سیستم ایمنی حفاظتی چند منظورهٔ اضطراری که خنک کنندهٔ قلب رآکتور و آب استخر حاوی دسته‌های سوخت مصرفی است. این سیستم از چهار ردیف کاملاً مستقل با درجهٔ کارآیی و ۱۰۰٪ × ٤ می‌تواند در هنگام بروز حادثهٔ قطع آب مدار اوّلیهٔ رآکتور، آب اسید بوریک‌دار را در ضلع گرم یا در ضلع سرد مدار اوّلیه، همچنین در پایین و بالای محفظهٔ تحت فشار تزریق کند. در حالت‌های عادی و اضطراری رآکتور، گرمای تأخیری قلب رآکتور را دفع و استخر حاوی سوختهای مصرف شده را نیز خنک کند. از این سیستم برای تأمین آب دوش سقف ساختمان رآکتور در هنگام بروز حادثه نیز استفاده می‌شود و توانایی جبران آب و تزریق آن در فشارهای bar ۸۰-۱ را دارد. این سیستم در بیشتر رآکتورهای مدل V-320 سه ردیفه و با درجهٔ کارآیی کمتر است (شکل ۲).

ب- سیستم ایمنی حفاظتی دفع حرارت از مدار اوّلیهٔ به وسیله مولّدهای بخار مدار ثانویه. این سیستم که متشکّل از چهار ردیف کاملاً مستقل با درجهٔ کارآیی و تعدّد ۱۰۰٪ × ٤ است به وسیلهٔ مبدّلهای حرارتی، در هنگام بروز حادثه ابتدا مدار ثانویه را و متعاقباً مدار اوّلیه را خنک می‌کند و در حالت عادی کار رآکتور، آب مولّدهای بخار را نیز تصفیه می‌نماید این سیستم در رآکتورهای مدل V-320 وجود ندارد (شکل ۳).

۲-۲- سیستمهای ایمنی غیر فعّال

www.SID.ir

الف- سیستم ایمنی تزریق سریع اسید بوریک به مدار اوّلیه.

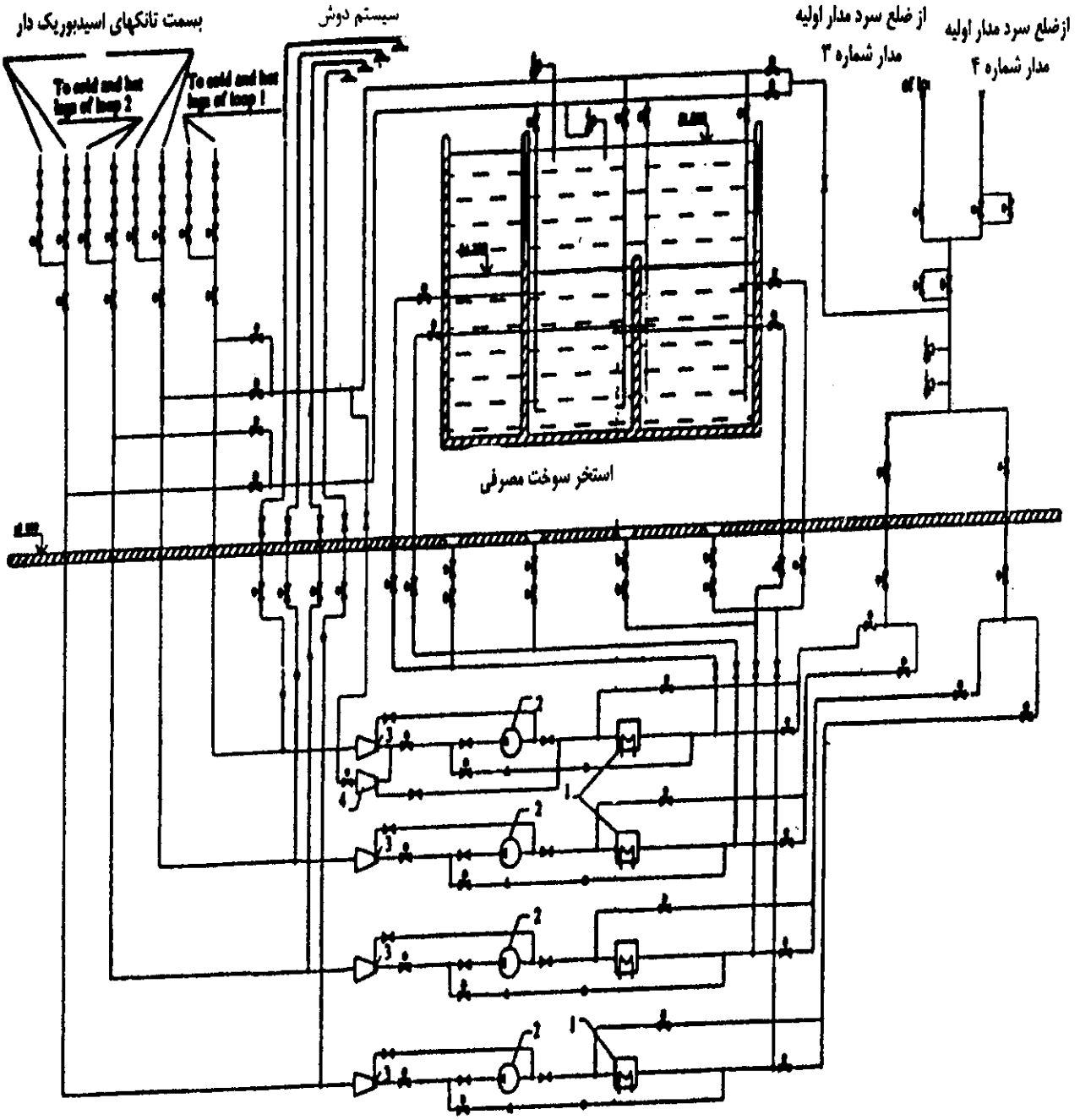
این سیستم از چهار زیر سیستم با درجهٔ کارآیی ۲۵٪ × ٤ تشکیل یافته است؛ هر سیستم شامل یک مخزن اسید بوریک در مسیر کنارگذر هر پمپ مدار اوّلیه (RCP) است که هنگام بروز نقص در سیستم میله‌های کنترل، به طوری که موجب خاموشی سریع رآکتور نگردد وارد عمل می‌شود و به صورت غیر فعّال آب اسید بوریک‌دار را داخل ورودی پمپ مدار اوّلیه می‌کند. علّت ورود آب این سیستم به مدار اوّلیه، وجود اختلاف فشار بین خروجی و ورودی پمپ مدار اوّلیه است و در حالت قطع کامل برق حتی با وجود خلاص چرخیدن پمپ کار می‌کند. یعنی چنانچه میله‌های کنترل‌گیر کنند و رآکتور به سرعت خاموش نشود فرمانی به شیرهای این سیستم می‌رسد که با باز شدن آنها رآکتور به وسیلهٔ آب اسید بوریک دار زیر بحرانی می‌گردد. این سیستم در رآکتورهای مدل V-320 وجود ندارد.

ب- سیستم ایمنی غیر فعّال برای سرازیر کردن آب اسید بوریک‌دار به داخل رآکتور هنگام نشت مدار اوّلیه.

این سیستم از دو قسمت تشکیل شده است: قسمت اوّل شامل چهار مخزن به نام اکومولاتور ۱ با درجهٔ کارآیی و تعدّد ۵۰٪ × ٤ است که حجم هر یک ۵۰ مترمکعب بوده و گاز ازت با فشار (۶۰ bar) به وسیلهٔ شیر یک طرفه آب اسیدبوریک‌دار را از بالا و پایین به محفظهٔ تحت فشار وارد می‌کند.

قسمت دوّم شامل هشت عدد (اکومولاتور ۲) با درجهٔ کارآیی ۳۳٪ × ٤ است که حجم هر یک ۱۲۰ متر مکعب بوده و هنگام بروز حادثه می‌تواند در فشار bar ۱۵ آب اسیدبوریک‌دار را وارد ضلعهای گرم و سرد مدار اوّلیه رآکتور نماید. آب این مخزن‌ها حتی در بروز حادثهٔ قطع کامل برق، می‌تواند به مدت ۲٤ ساعت رآکتور را خنک نگهدارد. چنانچه قطع برق ادامه یابد، خنک کردن قلب رآکتور توسّط سیستم غیر فعّال به وسیلهٔ مولّدهای بخار و آن نیز توسّط مبدّلهای حرارتی که با جریان طبیعی هوا خنک می‌شوند، میّسر می‌گردد. رآکتورهای V-320 فقط قسمت اوّل این سیستم را دارند (شکل ٤).

Archive of SID



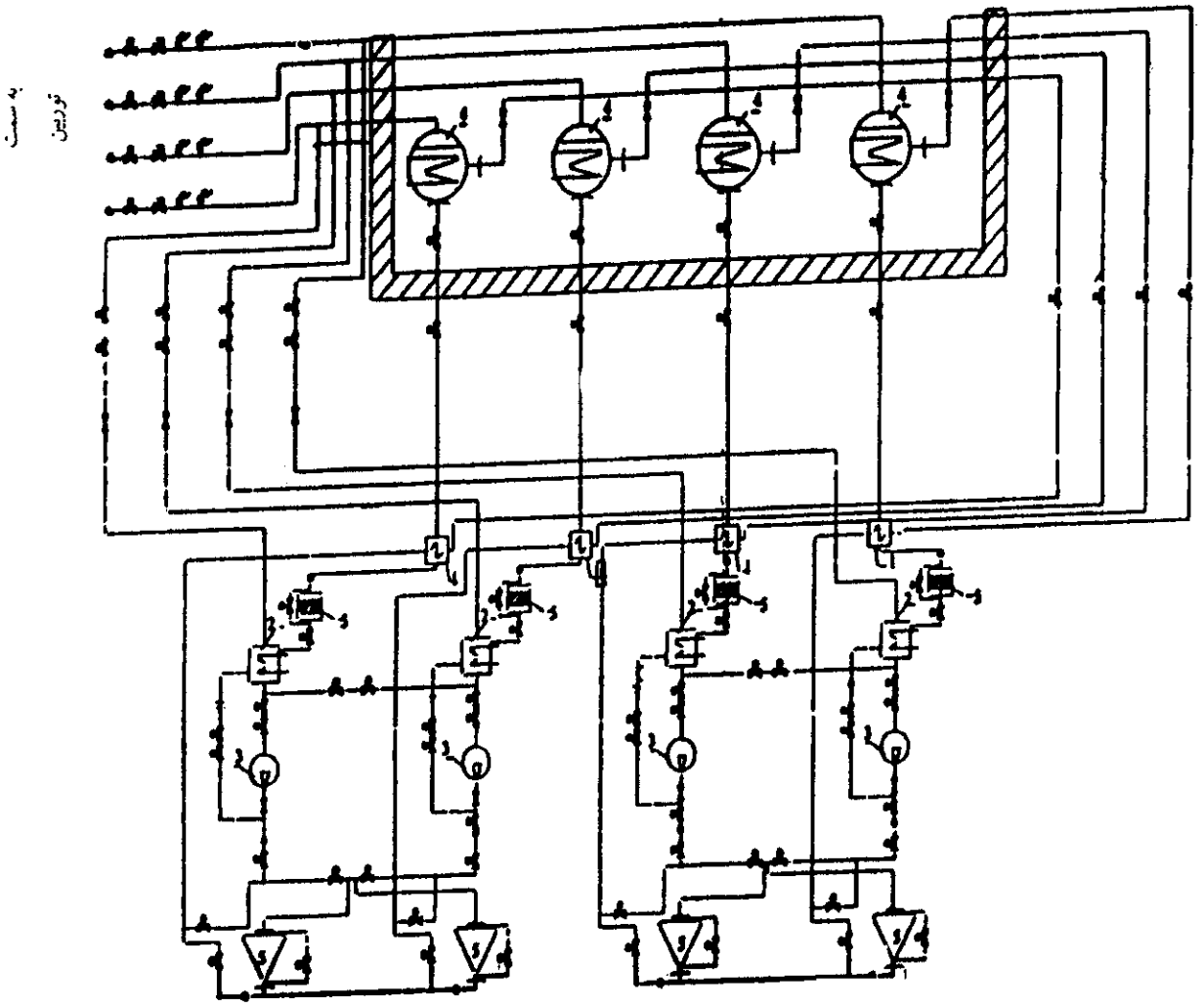
لیست قطعات

قطعه	شرح	اندازه	تعداد
۱	مبدل‌های حرارتی خنک کننده	$S= ۹۳۵M^{۲}$	٤
۲	پمپ‌های خنک کننده	$Q= ۲۳۰M^{۳}/h$	٤
۳	جت پمپ‌های اصلی	$Q=۲۳۰-۸۰۰M^{۳}/h$	٤
٤	جت پمپ‌های کمکی	$Q=۲۰-۳۰ M^{۳}/h$	٤

شکل ۲- خنک کننده اضطراری قلب رآکتور و استخر سوختهای مصرفی

www.SID.ir

Archive of SID

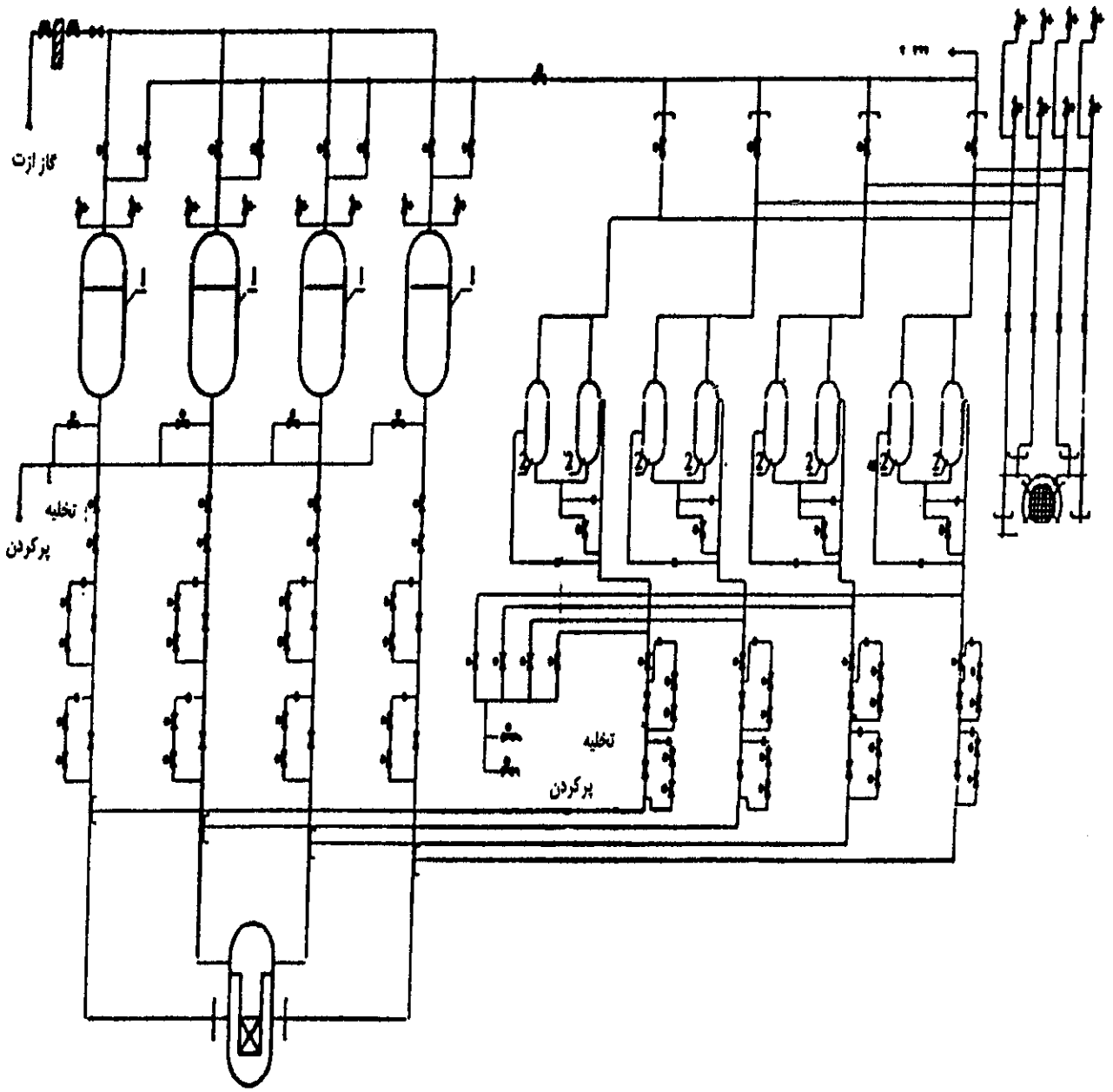


قطعه	شرح	اندازه	تعداد
۱	سطح تبادل حرارتی مبدل حرارتی	$S=۵۵\ M^۲$	٤
۲	توان تبادل حرارتی مبدل حرارتی	$N=٦٤\ MW$	٤
۳	پمپ‌های خنک کننده اضطراری	$Q=۱۵۰$ $M^۳\backslash h$ $P=۰/۲MPa$	٤
٤	مولد بخار		٤
۵	فیلترهای دمای بالا		٤

شکل ۳- سیستم‌های فعّال خنک کننده اضطراری و تصفیه آب مولّدهای بخار

www.SID.ir

Archive of SID



لیست قطعات

قطعه	شرح	اندازه	تعداد
۱	تانکهای قسمت اول	$V=۶۰\ m^3$ $P=۶/۰MPa$	٤
۲	تانکهای قسمت دوم	$V=۱۲۰\ m^3$ $P=۱/۵MPa$	۸

شکل ٤ – سیستم غیر فعّال مخزن‌های اسید بوریک

www.SID.ir

Archive of SID

ج- سیستم ایمنی غیر فعّال جذب حرارت مدار اوّلیه به وسیلهٔ مولّدهای بخار. این سیستم برای خنک کردن طولانی قلب رآکتور و مدار اوّلیه آن در هنگام بروز حادثه بکار می رود و از چهار ردیف با درجهٔ کارآیی ۳۳٪ × ٤ تشکیل شده است. هر ردیف به یک مولّد بخار و یک مبدّل حرارتی موجود در فضای میانی دو لایهٔ بتونی ساختمان رآکتور اختصاص دارد. این مبدّل حرارتی بطور غیر فعّال با عبور هوای آزاد، مولد بخار را خنک می‌کند و متعاقباً مدار اوّلیه با گردش طبیعی آب خنک می‌شود (شکل۵). این سیستم در رآکتورهای مدل V-320 وجود ندارد.

د- سیستم ایمنی غیر فعّال فشار منفی بین دو لایهٔ بتونی پوشش رآکتور. این سیستم ایمنی در حادثه‌های ورای مبنای طرّاحی رآکتور (BDBA)[۷] توانایی جمع‌آوری مخلوط گاز و بخار رادیوآکتیو را دارد و قبل از دفع آن به هوای آزاد از صافی‌های ویژه عبور داده و تصفیه می‌کند. خلاء لازم، در اثر عبور هوا از این معبر بطور غیر فعّال ایجاد می‌شود. این سیستم در رآکتورهای مدل V-320 وجود ندارد.

ه- بکار بردن نگهدارندهٔ قلب مذاب رآکتور در زیر محفظه تحت فشار. برای اطمینان از اینکه در حوادث ورای مبنای طرّاحی، که منجر به ذوب سوخت می‌شوند مواد رادیوآکتیو از حدود مشخّصی تجاوز نکنند، این محفظه از بتون مسلح به قطر ۳ متر ساخته شده و دارای ورودی آب وخروجی بخار است به طوری که بتواند قلب مذاب را نیز خنک نگهدارد (شکل٦). این نگهدارنده در رآکتورهای مدل V-320 وجود ندارد.

۳- نتیجه گیری

سیستمهای ارائه شده در این مقاله، یا در طرّاحی رآکتورهای V-320 اصلاً بکار نرفته‌اند، یا اگر بکار رفته‌اند با تعداد ردیفهای کمتر و کارآیی کمتر بوده‌اند. در مورد حوادث ورای مبنای طرّاحی (BDBA) که در آن سوخت رآکتور آسیب می‌بیند، سیستمهای ویژه‌ای به طور غیر فعّال در مدل V-392 بکار رفته‌اند که تراز ایمنی آنرا افزایش داده‌اند.

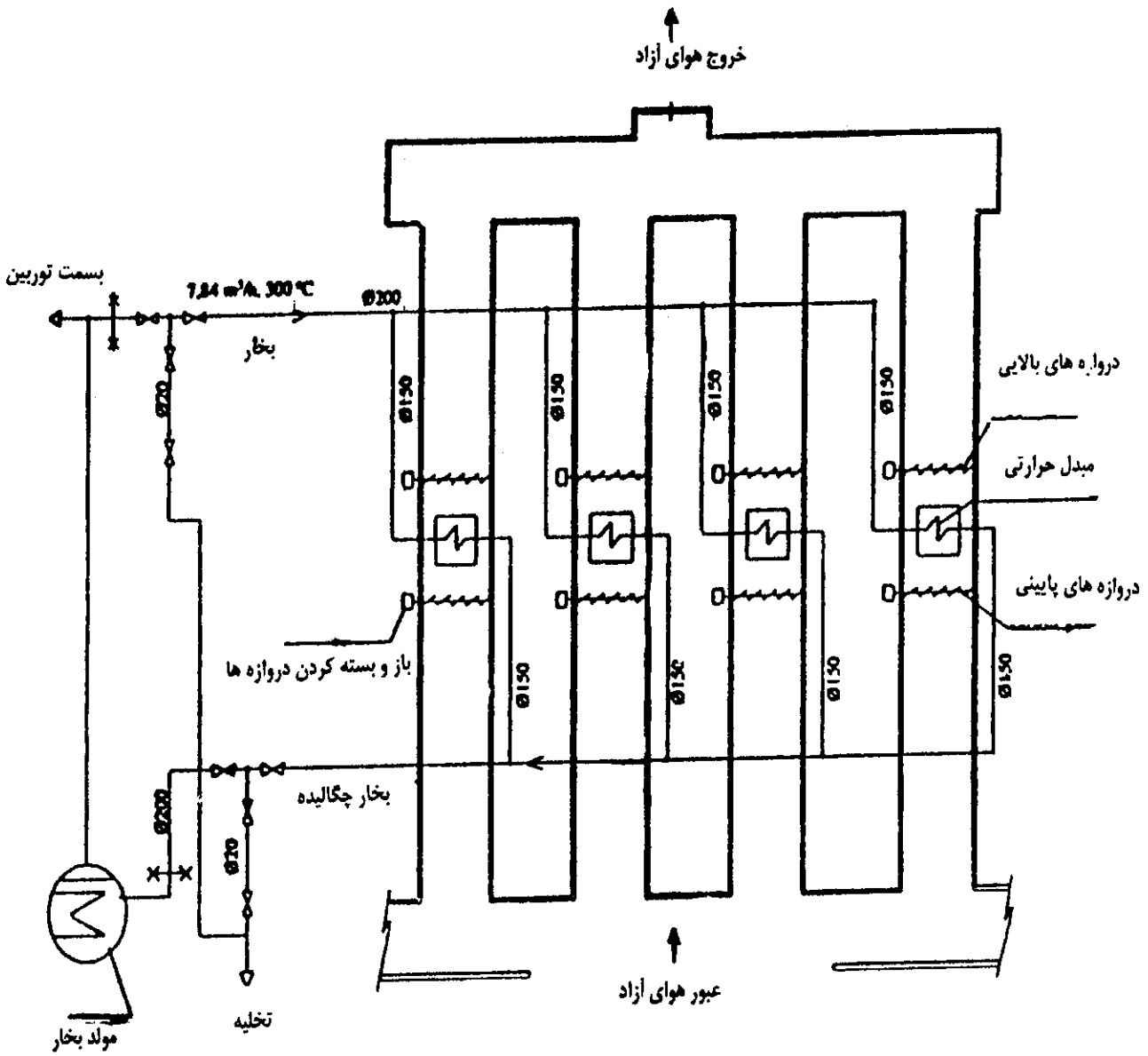
در جدول ۱ توزیع احتمال آسیب رسیدن به قلب رآکتور که از انواع حوادث داخلی آغازگر (IE)[۸] ناشی می‌شود در مدل V-392 نشان داده شده است. و بهبود سطح ایمنی رآکتور با مقایسه با مدل V-320 در جدول ۲ رآکتور مشاهده می‌شود.

احتمال وقوع پیش آمدهای آغازگر (IE) را با محاسبات آماری پیچیده بدست می آورند و به وسیلهٔ آنها سهم وقوع هر پیش آمد را که منجر به بدترین حادثه، یعنی آسیب رسیدن به قلب رآکتور، می‌شود بدست می‌آورند. احتمال آسیب رسیدن به قلب هر رآکتور V- 392 در سال برابر $۴/۷۷ \times ۱۰^{-۸}$ است که در مقایسه با سایر رآکتورها، حتی رآکتورهای مدرن که این احتمال در آنها مضربی از $۱۰^{-٦}$ است، کمتر بوده است (جدول ۱).

در جدول ۲، این احتمال برای رآکتورهای V-320 وV-392 مقایسه شده است. در این جدول توزیع احتمال برای هفت پیش آمد مهّم منظور شده امّا در جدول ۱ این توزیع برای نه (۹) پیش‌آمد مهّم در نظر گرفته شده است. با مقایسهٔ عدد $۴/۲۷ \times ۱۰^{-۵}$ برای رآکتورهای V-320 و عدد $۲/۸۵ \times ۱۰^{-۸}$ برای رآکتورهای V-392 معلوم می‌شود که احتمال آسیب به قلب رآکتور تا چه اندازه کمتر است. و این نشان می‌دهد که با بکارگیری سیستمهای جدید، تراز ایمنی رآکتور افزایش یافته است.

www.SID.ir

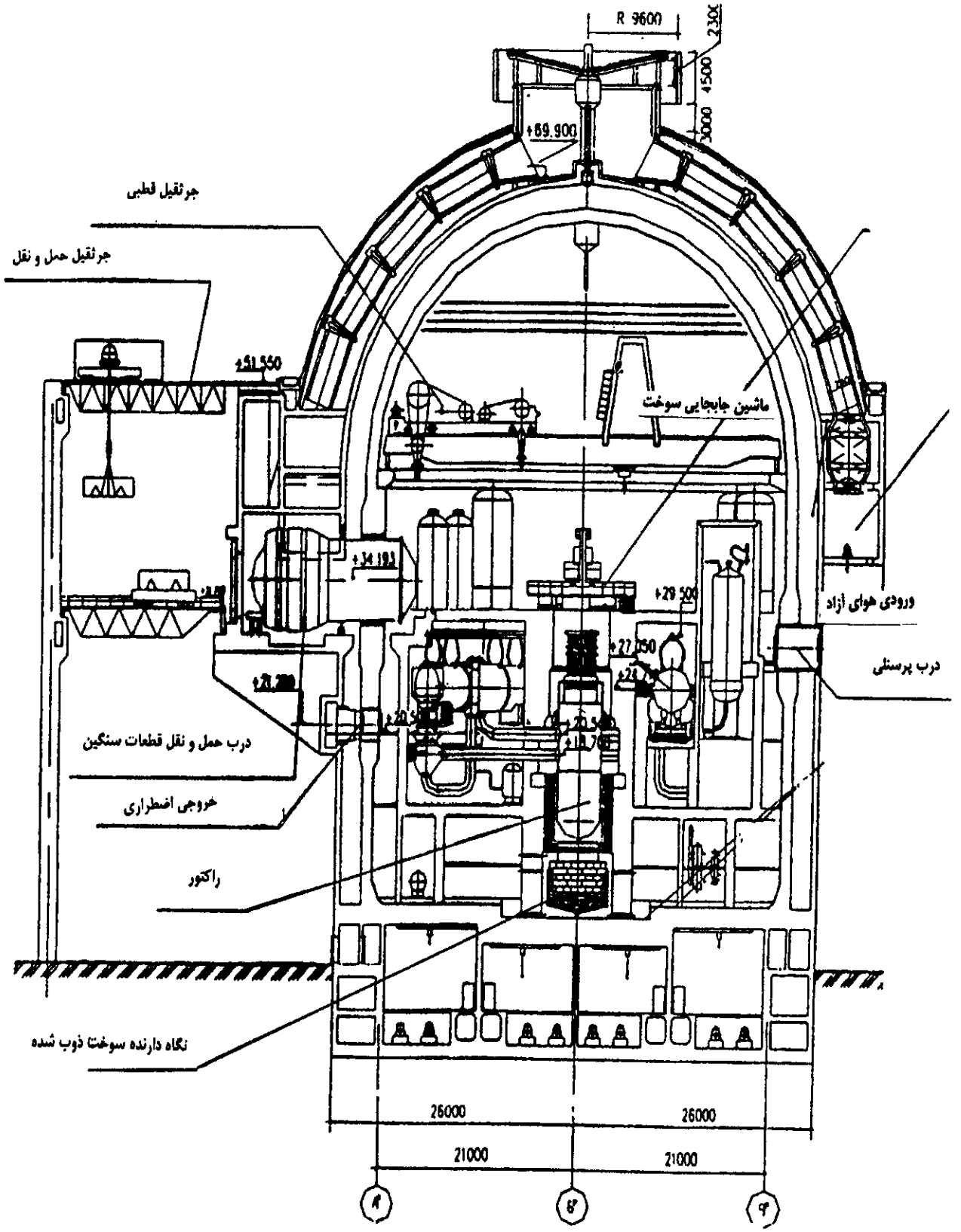
Archive of SID



شکل ۵- سیستم غیر فعّال برداشت حرارت به وسیلهٔ مولّدهای بخار

www.SID.ir

Archive of SID



شکل ٦- طرح کلّی راکتور V-392 که در آن نگهدارنده سوخت ذوب شده دیده می‌شود

www.SID.ir

Archive of SID

جدول ۱ - توزیع احتمال پیش آمدهای آغاز گر[۸](IE) در رآکتور V-392 که منجر به آسیب در قلب رآکتور می گردند.

پیش‌آمدهای آغاز گر[۸](IE)	احتمال وقوع برای هر رآکتور در سال	توزیع احتمال آسیب به قلب رآکتور	
		احتمال مطلق برای هر رآکتور در سال	٪ احتمال نسبی
۱- حوادث از دست رفتن خنک کننده قلب رآکتور در زیر پوشش ایمنی رآکتور (LOCA)	–	–	–
۱/۱. حادثه کوچک مانند شکستن لوله‌های نازک متّصل به مدار اوّلیه (SLOCA)	$۳/۲۰ \times ۱۰^{-۳}$	$۱/۲۶ \times ۱۰^{-۹}$	۲/۶ >
۱/۲. حادثه متوسّط مانند شکستن لوله های متوسّط متّصل به مدار اوّلیه (MLOCA)	$۱/۰۰ \times ۱۰^{-۳}$	$۳/۶٤ \times ۱۰^{-۱۰}$	۱>
۱/۳. حادثه بزرگ مانند شکستن لوله اصلی مدار اوّلیه (LLOCA)	$۳/۲۰ \times ۱۰^{-٤}$	$٦/۷۹ \times ۱۰^{-۱۰}$	۱/٤ >
۲- قطع لوله های مدار ثانویه و از دست رفتن آب مدار ثانویه	$۱/۰۰ \times ۱۰^{-۳}$	$۱/۲٦ \times ۱۰^{-۹}$	۲/٦ >
۳- خاموشی رآکتور	$۱/۰۰ \times ۱۰^{۰}$	$۷/۳۸ \times ۱۰^{-۹}$	۱۵ >
٤- عدم برداشت حرارت از مدار ثانویه	$۱/۰۰ \times ۱۰^{-۱}$	$۷/۳۸ \times ۱۰^{-۹}$	۱۵ >
٥- قطع برق خارجی نیروگاه	$۱/۰۰ \times ۱۰^{-۱}$	$۷/۹۱ \times ۱۰^{-۹}$	۱٦ >
٦- قطع خط لوله مجزّا از مولّد بخار	$۱/۰۰ \times ۱۰^{-۳}$	$۲/٦۷ \times ۱۰^{-۱۱}$	۱>
۷- قطع خط لوله متّصل به مولّد بخار	$٤/۰۰ \times ۱۰^{-٤}$	$۱/۲۹ \times ۱۰^{-۱۰}$	۱>
۸- عدم برداشت حرارت در هنگام خاموشی رآکتور و باز بودن در محفظه تحت فشار	$۳/۵۰ \times ۱۰^{-۵}$	$۱/۰۷ \times ۱۰^{-۸}$	۲۲ >
۹- قطع برق خارجی نیروگاه در هنگام خاموشی رآکتور و باز بودن در محفظه تحت فشار	$۳/۷۰ \times ۱۰^{-۳}$	$۱/۱۲ \times ۱۰^{-۸}$	۲۳ >
احتمال کلّی پیش آمدهای آغاز گر		$٤/۷۷ \times ۱۰^{-۸}$	۱۰۰

جدول ۲ - مقایسه توزیع احتمال آسیب به قلب رآکتور V-392 با رآکتور شماره ٤ بالاکوا روسیه V-320

پیش‌آمدهای آغاز گر[۸](IE)	احتمال IE	توزیع احتمال آسیب به قلب رآکتور			
		رآکتور مدل V-392		رآکتور مدل V-320	
		احتمال مطلق برای هر رآکتور در سال	٪ احتمال نسبی	احتمال مطلق برای هر رآکتور در سال	٪ احتمال نسبی
۱- حوادث از دست رفتن خنک کننده قلب رآکتور در پوشش ایمنی راکتور (LOCA)	–	–	–	–	–
۱/۱. حادثه کوچک مانند شکستن لوله‌های نازک متّصل به مدار اوّلیه (SLOCA)	$۳/۲۰ \times ۱۰^{-۳}$	$۱/۲٦ \times ۱۰^{-۹}$	٤/۹ >	$۳/٤۰ \times ۱۰^{-۷}$	۰/۸
۱/۲. حادثه متوسّط مانند شکستن لوله‌های متوسّط متّصل به مدار اوّلیه (MLOCA)	$۱/۰۰ \times ۱۰^{-۳}$	$۳/٦٤ \times ۱۰^{-۱۰}$	۱/٤ >	$۸/۳۰ \times ۱۰^{-۸}$	۰/۲
۱/۳. حادثه بزرگ مانند شکستن لوله اصلی مدار اوّلیه (LLOCA)	$۳/۲۰ \times ۱۰^{-٤}$	$٦/۷۹ \times ۱۰^{-۱۰}$	۲/٦ >	$۵/٤۰ \times ۱۰^{-۸}$	۰/۱ >
۲- تداخل انواع (LOCA)	$۱/۰۰ \times ۱۰^{-۳}$	$۱/۲۸ \times ۱۰^{-۹}$	٤/۹ >	$۱/۱۰ \times ۱۰^{-۶}$	۲/٦ >
۳- خاموشی رآکتور	$۱/۰۰ \times ۱۰^{۰}$	$۷/۳۸ \times ۱۰^{-۹}$	۲۸/٦ >	$۱/٦۵ \times ۱۰^{-۶}$	۳/۹ >
٤- عدم برداشت حرارت از مدار ثانویه	$۱/۰۰ \times ۱۰^{-۱}$	$۷/۳۸ \times ۱۰^{-۹}$	۲۸/٦ >	$٦/۵۰ \times ۱۰^{-۷}$	۱/۵ >
٥- قطع برق خارجی نیروگاه	$۱/۰۰ \times ۱۰^{-۱}$	$۷/۹۱ \times ۱۰^{-۹}$	۳۰/٦ >	$۳/۵٤ \times ۱۰^{-۵}$	۸۲/۹ >
٦- قطع خط لوله مجزّا از مولّد بخار	$۱/۰۰ \times ۱۰^{-۳}$	$۲/٦۷ \times ۱۰^{-۱۱}$	۰/۱ >	$۳/٤۰ \times ۱۰^{-۶}$	۸/۰ >
۷- قطع خط لوله متّصل به مولّد بخار	$٤/۰۰ \times ۱۰^{-٤}$	$۱/۲۹ \times ۱۰^{-۱۰}$	۰/۵ >	$۱/۰۰ \times ۱۰^{-۱۰}$	۰ >
احتمال کلّی پیش آمدهای آغاز گر		$۲/۸۵ \times ۱۰^{-۸}$	۱۰۰	$٤/۲۷ \times ۱۰^{-۵}$	۱۰۰

www.SID.ir

Archive of SID

پی‌نوشت‌ها:

(DBA) بوجود می‌آیند. در رآکتور V-392 در موارد ذیل اقداماتی بعمل آمده است تا به سوخت رآکتور صدمه‌ای وارد نشود و منجر به بروز یک حادثه شدید (از جمله موارد زیر) نگردد:

- قطع کامل کلیه منابع تغذیه برق A.C.
- قطع کامل آب تغذیه مولّدهای بخار.
- حادثهٔ خاموش نشدن سریع رآکتور در اثر خرابی میله‌های کنترل.
- حادثه قطع خنک کننده مدار اوّلیه (شکستن قطورترین لوله) با نبودن سیستم خنک کننده اضطراری قلب رآکتور.
- حادثه قطع خنک کننده مدار اوّلیه (شکستن قطورترین لوله) و انسداد پمپ‌های گردش آب.
- قطع لوله بخار با نبودن عدم سیستم خنک کننده اضطراری قلب رآکتور.
- قطع ۲٤ ساعته دفع حرارت تأخیری از قلب راکتور در موقع خاموشی رآکتور.

۸-IE: Initiating Events

به اتفاقاتی اتلاق می‌شود که ممکن است به انواع حوادث DBA،AOO، BDBA، Sever Accident منجر شود و خودش حادثه تلقی نمی‌شود مانند شکستن یک لوله و یا خطای یک اپراتور.

۱-AEP: Atom Energoproekt

۲-EDF: Electricité DE France

۳-GRS: Gesell chaft fu Reaktor Sicherheit

٤-IAEA: International Atomic Energy Egency

٥-DBA: Design Basis Accident

به حوادثی اتلاق می‌شود که ضوابط طرّاحی نیروگاه آنها را پیش بینی کرده است به طوری که آسیب رسیدن به سوخت رآکتور و نشت مواد رادیوآکتیو از محدوده‌های مجاز تجاوز نکند.

٦-AOO: Anticipated Operational Occurrence

انحراف پارامترهای رآکتور در حالت بهره برداری رآکتور که دست کم یک بار در طول بهره برداری اتفاق می افتد و هیچ آسیبی به قطعات ایمنی نمی‌رساند و منجر به یک حادثه (مانند خاموشی ناگهانی یکی از پمپ‌های مدار اوّلیه) نمی‌شود.

۷-BDBA: Beyond Design Basis Accident

به حوادثی اتلاق می‌شود که شدّت آنها از حوادث (DBA) بیشتر است. برخی از آنها آسیب جدّی به قلب راکتور نمی‌رسانند و برخی دیگر بنام حوادث شدید(Sever accident) ممکن است آسیب جدّی به قلب رآکتور برسانند. معمولاً این حوادث از ترکیب چند حادثه کوچکتر

References:

1. The documents have been represented in IAEA- IRA/4/029 workshop on Nuclear Power Plant with WWER-1000 Tehran, (July 1999).

2. IAEA – EBP-WWER-01 Guidelines for accident analysis of WWER Nuclear Power Plants (December 1995).

3. IAEA – WWER-SC-034 End of mission report on preliminary review of the design safety features of WWER-1000 type V-392 reactor proposed for Bushehr NNP in Iran (1995).

4. OPB-88/97 (PNAE G-01-011-97) General provisions for assurance of safety at nuclear power stations (1997).

5. IAEA-EBP-WWER-05 Safety issues and their ranking for WWER 1000 model 320 NPP (1996).

٦. فرهنگ نامهٔ علوم و تکنولوژی هسته‌ای به اهتمام کمیتهٔ واژه نامهٔ هسته‌ای سازمان انرژی اتمی ایران (۱۳۷٦) .

۷. رآکتورهای آب تحت فشار و سیر تکاملی آنها در نیروگاههای هسته‌ای، تألیف دکتر رضا خزانه (۱۳۷٥).

www.SID.ir