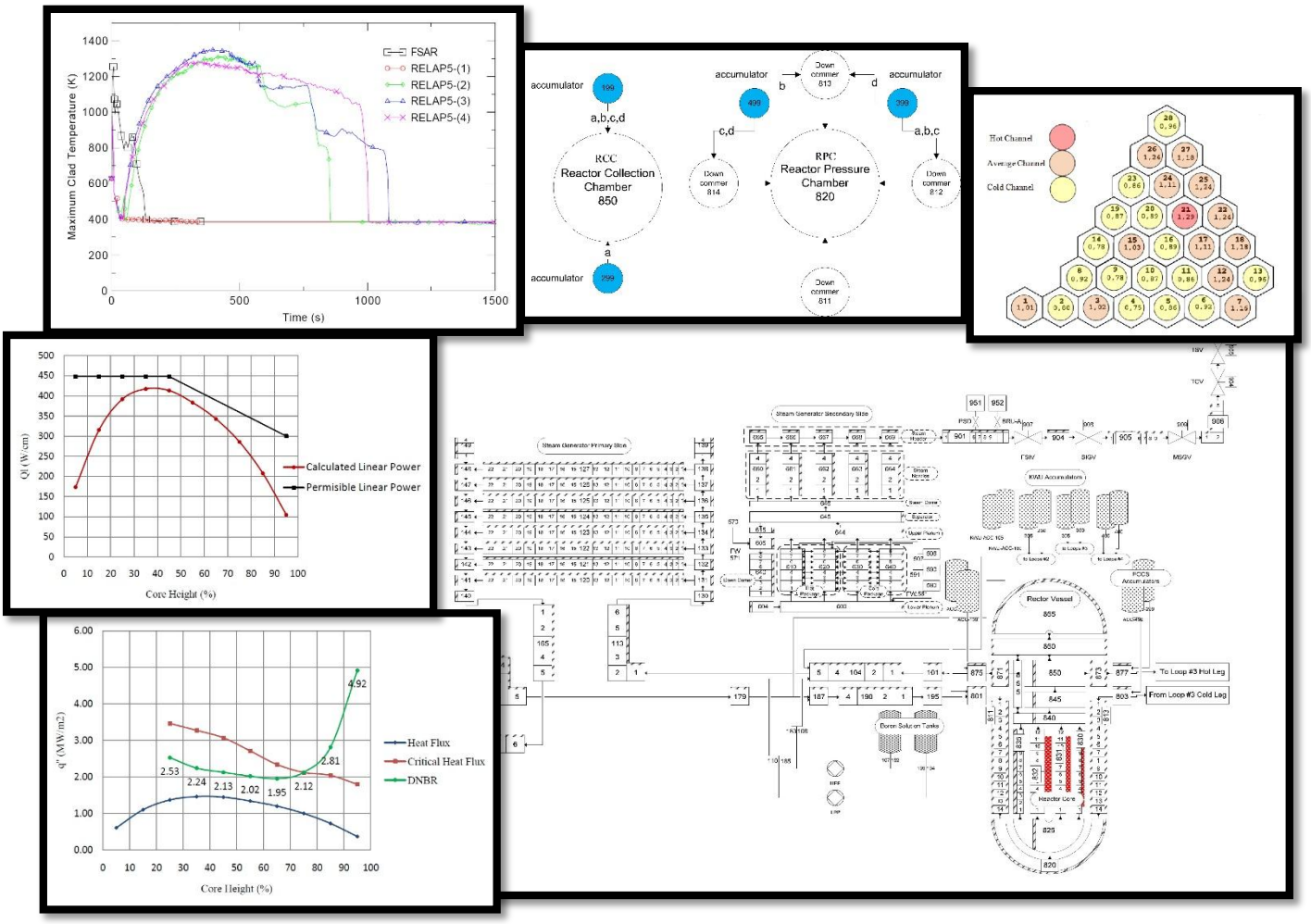
آشنایی با تحلیل ایمنی یقینی (DSA)



شناسه مدرک: 1401-ANCC-PUB-02-01

تاریخ انتشار: ۱۴۰۱/۰۳/۲۸

www.ancc.ir

info@ancc.ir

همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

«بسم الله الرحمن الرحیم»

درباره مرکز

مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای (ANCC) در سال ۱۳۸۹ به دستور رییس محترم وقت سازمان انرژی اتمی ایران و با مسئولیت شهید بزرگوار دکتر مجید شهریاری آغاز به کار نمود. در سند چشم‌انداز ۲۰ ساله مرکز، اهداف و مأموریت‌های زیر برای این نهاد در نظر گرفته شده است:

- توسعه و تأمین نرم‌افزارهای حرفه‌ای مورد نیاز برای صنعت هسته‌ای کشور؛
- پرورش نیروی انسانی مورد نیاز برای توسعه و کاربری نرم‌افزارهای هسته‌ای در کشور؛
- فراگیری روش‌های محاسباتی نوین و پیاده‌سازی آن‌ها در نرم‌افزارهای هسته‌ای؛
- آموزش کاربری نرم‌افزارهای هسته‌ای با برگزاری کارگاه‌های آموزشی؛
- ایجاد پایگاهی از نرم‌افزارها و داده‌های هسته‌ای و به‌روز نگهداشتن آن‌ها؛
- راستی‌آزمایی و اعتبارسنجی نرم‌افزارهای هسته‌ای و پیگیری دریافت پروانه بهره‌برداری از مراجع قانونی؛
- تبدیل شدن به یک مرجع ملی در زمینه کدهای هسته‌ای؛
- همکاری با دانشگاه‌ها و مراکز صنعتی و پژوهشی؛

این مرکز امیدوار است که با توکل بر پروردگار متعال و با تکیه بر توان‌مندی کارشناسان و مدیران خود در سایه حمایت‌های سازمان انرژی اتمی ایران به اهداف یادشده دست‌یافته و کشور را به ترازی از دانش محاسبات پیشرفته هسته‌ای برساند که شایسته آن است.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00

همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

فهرست مطالب

چکیده ۱۰
کلیدواژه ۱۰
اختصارات ۱۰
۱- مقدمه‌ای در زمینه بایدها و نبایدهای تحلیل ایمنی یقینی ۱۱
۱-۱- رویکرد تقسیم‌بندی شده در تحلیل ایمنی یقینی ۱۲
۱-۲- الزامات تحلیل ایمنی ۱۲
۱-۳- اهداف تحلیل ایمنی یقینی ۱۳
۱-۴- الزامات تحلیل ایمنی یقینی ۱۳
۱-۵- رویدادهایی که باید در تحلیل ایمنی یقینی تحلیل شوند ۱۴
۱-۵-۱- شناسایی رویدادها ۱۴
۱-۵-۲- حیطه و وسعت رویدادها ۱۴
۱-۵-۳- تقسیم‌بندی رویدادها ۱۵
۱-۵-۴- معیارهای پذیرش ۱۵
۱-۶- کاربرد الزامات ایمنی برای رویدادهای قابل انتظار و حوادث مبنای طرح ۱۶
۱-۷- روش‌ها و فرضیات تحلیل ایمنی یقینی ۱۶
۱-۷-۱- روش‌های تحلیل ایمنی یقینی ۱۷
۱-۷-۲- فرضیات تحلیل ایمنی یقینی ۱۷
۱-۷-۳- محافظه‌کاری در تحلیل ایمنی یقینی ۱۹
۱-۸- مستندسازی تحلیل ایمنی یقینی ۱۹
۱-۹- بازنگری و به‌روزرسانی تحلیل ایمنی یقینی ۱۹

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۱-۹-۱- به‌روزرسانی تحلیل ایمنی یقینی ۲۰
۱-۹-۲- کیفیت تحلیل ایمنی یقینی ۲۰
۲- مفاهیم و پدیده‌های مهم در تحلیل حوادث نیروگاه‌های هسته‌ای ۲۱
۲-۱- تقسیم‌بندی کلی حوادث ۲۱
۲-۲- برخی داده‌های مهم برای تحلیل حوادث ۲۲
۲-۲-۱- شرایط اولیه ۲۲
۲-۲-۲- برخی پدیده‌های مهم در تحلیل حوادث ۲۳
۲-۳- توضیح مفهومی برخی حوادث با مثال‌های نوعی ۲۷
۲-۳-۱- مثال حوادث گروه ۲: بازشدن اشتباه شیر اطمینان فشارنده ۲۷
۲-۳-۲- مثال حوادث گروه ۳: قطع همزمان توان همه پمپ‌های اولیه ۲۸
۲-۳-۳- مثال حوادث گروه ۴: شکست خط بخار اصلی ۲۹
۲-۳-۴- مثال حوادث گروه ۴: خروج ناگهانی یک میلهٔ کنترل از قلب ۳۱
۲-۳-۵- مثال حوادث گروه ۴: شکست بزرگ‌ترین لوله در سیستم اولیه (شکست بزرگ) ۳۲
۲-۳-۶- مثال حوادث گروه ۴: حادثه در جابجایی سوخت ۳۷
۲-۳-۷- حوادث محیطی ۳۷
۲-۳-۸- حوادث ورای طراحی ۳۸
۲-۳-۹- حوادث نشأت گرفته از نیروگاه ۳۸
۲-۳-۱۰- حوادث ناشی از اقدامات عمدی انسانی ۳۹
۲-۳-۱۱- حوادث خارجی طبیعی ۳۹
۳- معرفی تحلیل حوادث نیروگاه هسته‌ای بوشهر ۴۰
۳-۱- نمای کلی ۴۰
۳-۱-۱- تحلیل ایمنی یقینی ۴۰

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۳-۱-۲- روش‌های تحلیل ایمنی..... ۴۱
۳-۲- لیست و دسته‌بندی رویدادهای آغازگر مورد انتظار، معیارهای پذیرش، شرایط اولیه و مرزی..... ۴۲
۳-۲-۱- دسته‌بندی رویدادهای آغازگر..... ۴۲
۳-۲-۲- شرایط اولیه..... ۵۱
۳-۲-۳- شرایط مرزی..... ۵۳
۳-۳- فرایند تحلیل ایمنی..... ۵۴
۳-۳-۱- سیستم محافظت نیروگاه..... ۵۵
۳-۴- حوادث افزایش در برداشت حرارت از طریق مدار ثانویه..... ۶۳
۳-۴-۱- اشکال در سیستم آب تغذیه منجر به کاهش دمای آب تغذیه..... ۶۳
۳-۴-۲- اشکال در سیستم آب تغذیه منجر به افزایش نرخ جریان آب تغذیه..... ۶۶
۳-۴-۳- بازشدن نابجای شیر ایمنی مولد بخار، شیر BRU-A و یا شیر BRU-K به همراه خرابی بسته‌شدن..... ۶۸
۳-۴-۴- افزایش جریان بخار به سمت توربین در اثر خرابی یا ایجاد اشکال در کنترل‌کنندهٔ فشار بخار (افزایش آنی بار توربین به بیش از ۱۰ درصد مقدار نامی)..... ۷۰
۳-۴-۵- شکست خط لولهٔ ثانویه (شکست کوچک)..... ۷۲
۳-۴-۶- طیف شکست‌های خط بخار داخل و خارج محفظهٔ ایمنی شامل پایین دست شیر ایزوله‌کننده..... ۷۲
۳-۵- حوادث کاهش در برداشت حرارت از طریق مدار ثانویه..... ۷۳
۳-۵-۱- کاهش جریان بخار به توربین در اثر خرابی یا اشکال در کنترل‌کنندهٔ فشار بخار..... ۷۳
۳-۵-۲- بسته‌شدن شیرهای توقف توربین یا از دست رفتن بار الکتریکی خارج سایت..... ۷۳
۳-۵-۳- قطع جریان آب تغذیه نرمال (به جز شکست خط لوله آب تغذیه)..... ۷۴
۳-۵-۴- بسته‌شدن اشتباهی شیر ایزوله‌کننده بخار اصلی..... ۷۵
۳-۵-۵- قطع توان غیر اضطراری به سیستم‌های کمکی (قطع توان نیروگاه)..... ۷۵

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۳-۵-۶- شکست خط لولهٔ آب تغذیه اصلی مولد بخار..... ۷۵
۳-۶- حوادث کاهش در نرخ جریان مدار اولیه..... ۷۷
۳-۶-۱- خاموشی تعداد مختلف پمپ خنک‌کننده راکتور..... ۷۷
۳-۶-۲- انحرافات اضطراری فرکانس شبکه..... ۷۷
۳-۶-۳- شکست ناگهانی یا خرابی محور یکی از پمپ‌های مدار اولیه..... ۷۸
۳-۷- حوادث افزایش میزان آب مدار اولیه..... ۷۸
۳-۷-۱- اختلال در سیستم کنترل حجم و شیمی منجر به افزایش موجودی خنک‌کننده اولیه در اثر تزریق آب.... ۷۸
۳-۷-۲- عمل‌کردن نادرست سیستم تزریق بورون اضطراری..... ۷۹
۳-۷-۳- تزریق نادرست سیستم کنترل و شیمی به فشارنده..... ۷۹
۳-۸- حوادث کاهش میزان آب مدار اولیه..... ۸۰
۳-۸-۱- بازشدن نابجای شیر ایمنی فشارنده به همراه خرابی بسته شدن..... ۸۰
۳-۸-۲- شکست کوچک در خط لوله مدار اولیه با قطر کمتر از ۱۰۰ میلی‌متر..... ۸۰
۳-۸-۳- شکست بزرگ در خط لوله اصلی مدار اولیه با قطر معادل بیش از ۱۰۰ میلی‌متر..... ۸۱
۳-۸-۴- حادثه شکست کوچک جبران شونده با سیستم تأمین آب نرمال شامل شکست لوله اندازه‌گیری..... ۸۲
۳-۸-۵- حادثه شکست خط اندازه‌گیری یا سایر خطوط حاوی خنک کننده اولیه خارج از محفظهٔ ایمنی..... ۸۲
۳-۹- حوادث نشت به مدار ثانویه..... ۸۳
۳-۹-۱- شکست لولهٔ تبادل حرارت مولد بخار..... ۸۳
۳-۹-۲- نشت از اولیه به ثانویه از طریق پوشش هدر مولد بخار..... ۸۴
۳-۱۰- حوادث مدیریت برداشت حرارت از سوخت هسته‌ای..... ۸۴
۳-۱۰-۱- حادثه از دست رفتن خنک‌کننده از راکتور هنگام فرایند تغییر سوخت..... ۸۴
۳-۱۰-۲- حادثه ایجاد خرابی در سیستم خنک‌سازی استخر سوخت مصرف‌شده..... ۸۶

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۳-۱۰-۳- حادثه نشت جبران‌شونده از استخر سوخت مصرف‌شده ۸۶
۳-۱۰-۴- گیرکردن مجتمع سوخت مصرف‌شده طی فرایند جابجایی سوخت ۸۷
۳-۱۱- حوادث انتشار مواد پرتوزا از سیستم‌ها و تجهیزات مدارها و سیستم‌های دیگر ۸۷
۳-۱۱-۱- نشت یا خرابی سیستم‌های پردازش مواد رادیواکتیو مایع ۸۷
۳-۱۱-۲- انتشار قابل انتظار اکتیویته در رویداد خرابی مخزن حاوی مایعات رادیواکتیو ۸۷
۳-۱۱-۳- نشت یا خرابی زیرسیستم‌های حاوی گازهای رادیواکتیو (سیستم KPM) ۸۸
۳-۱۲- عمل‌کردن نادرست سیستم‌ها ۸۹
۳-۱۲-۱- تحلیل شرایط ۸۹
۳-۱۳- تحلیل حوادث ورای طرح ۹۰
۴- تقسیم‌بندی حوادث در گزارش تحلیل ایمنی راکتور APR1400 ۹۱
۵- تقسیم‌بندی حوادث در گزارش تحلیل ایمنی راکتور NUSCALE ۹۳
۶- جمع‌بندی ۹۵
فهرست مراجع ۹۵

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

فهرست شکل‌ها

شکل ۱: حدود ایمنی قلب یک راکتور نوعی در فشار ۱۵/۵۱ مگاپاسکال..... ۲۳
شکل ۲: ضریب دمای کندکننده (آغاز سیکل، بدون میله کنترل)..... ۲۴
شکل ۳: ضریب دمای کندکننده (پایان سیکل)..... ۲۴
شکل ۴: ارزش انتگرالی یک میلهٔ کنترل..... ۲۵
شکل ۵: نرخ راه‌اندازی به صورت تابعی از راکتیویته..... ۲۶
شکل ۶: تغییرات فشار سیستم اولیه در حادثه بازشدن نابجای شیر اطمینان فشارنده..... ۲۸
شکل ۷: تغییرات فشار اولیه در حادثه شکست در خط لولهٔ اصلی بخار..... ۳۰
شکل ۸: دمای خروجی قلب در حادثه شکست در خط لولهٔ اصلی بخار..... ۳۱
شکل ۹: فشار محفظهٔ ایمنی در حادثه شکست در خط لولهٔ اصلی بخار..... ۳۱
شکل ۱۰: توان قلب در حادثه شکست بزرگ..... ۳۴
شکل ۱۱: فشار محفظهٔ ایمنی در حادثه شکست بزرگ..... ۳۵
شکل ۱۲: جرم آب تزریق شده به قلب طی مرحلهٔ غرق‌سازی در حادثه شکست بزرگ..... ۳۵
شکل ۱۳: سطح مخلوط آب و بخار در قلب طی مرحلهٔ غرق‌سازی در حادثه شکست بزرگ..... ۳۶
شکل ۱۴: ضریب انتقال حرارت در داغ‌ترین موقعیت قلب در حادثهٔ شکست بزرگ..... ۳۶
شکل ۱۵: قلهٔ دمای غلاف سوخت در حادثهٔ شکست بزرگ..... ۳۷
شکل ۱۶: موقعیت سطح آب اولیه در راکتور..... ۸۵

همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

فهرست جدول‌ها

جدول شماره ۱: سیگنال‌های خاموشی سریع و تأخیرهای مربوطه (حدود ایمنی قلب، فشار ۱۵/۵۱ مگاپاسکال)..... ۲۲
جدول شماره ۲: بالانس راکتیویتهٔ یک نیروگاه آب فشرده..... ۲۶
جدول شماره ۳: توالی رویدادهای یک حادثه شکست بزرگ..... ۳۴
جدول شماره ۴: لیست رویدادهای آغازگر با شرایط خرابی مورد انتظار (گروه ۲ مودهای طراحی)..... ۴۳
جدول شماره ۵: لیست حوادث مبنای طرح (گروه ۳ مودهای طراحی)..... ۴۴
جدول شماره ۶: لیست حوادث مبنای طرح (گروه ۴ مودهای طراحی)..... ۴۵
جدول شماره ۷: لیست دسته‌بندی شدهٔ رویدادهای آغازگر در مودهای طراحی گروه‌های ۲، ۳ و ۴..... ۴۶
جدول شماره ۸: معیارهای پذیرش مودهای طراحی برای گروه‌های مختلف رویدادهای آغازگر..... ۴۸
جدول شماره ۹: معیارهای پذیرش برای مودهای طراحی گروه ۲..... ۴۹
جدول شماره ۱۰: معیارهای پذیرش برای مودهای طراحی گروه ۳..... ۵۰
جدول شماره ۱۱: معیارهای پذیرش برای مودهای طراحی گروه ۴..... ۵۰
جدول شماره ۱۲: لیست سیگنال‌های حفاظت اضطراری و منطق تولید آنها..... ۵۶
جدول شماره ۱۳: لیست سیگنال‌های فعال‌سازی سیستم‌های ایمنی..... ۵۹
جدول شماره ۱۴: لیست سیگنال‌های حفاظت پیش‌گیرانه نوع اول و منطق تولید آنها..... ۶۱
جدول شماره ۱۵: لیست سیگنال‌های حافظت پیش‌گیرانه نوع دوم و منطق تولید آنها..... ۶۲
جدول شماره ۱۶: لیست سیگنال‌های محافظت پیش‌گیرانه شتابان و منطق تولید آنها..... ۶۳
جدول شماره ۱۷: سناریوی حادثهٔ اشکال در سیستم آب تغذیه ناشی از کاهش دمای آب تغذیه..... ۶۵
جدول شماره ۱۸: سناریوی حادثهٔ اشکال در سیستم آب تغذیه ناشی افزایش نرخ جریان آب تغذیه..... ۶۷
جدول شماره ۱۹: سناریوی حادثهٔ بازشدن نابجای شیر ایمنی مولد بخار، شیر BRU-A و یا شیر BRU-K به همراه خرابی بسته‌شدن..... ۶۹
جدول شماره ۲۰: سناریوی حادثهٔ افزایش جریان بخار به سمت توربین در اثر خرابی یا ایجاد اشکال در کنترل‌کنندهٔ فشار بخار..... ۷۰

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

چکیده

به منظور اشراف بر مباحث مختلف ایمنی، به‌روزرسانی دانش فنی موجود و نیز ارائه مستندات و گزارش‌هایی با رویکرد آموزشی، فعالیت‌هایی در برنامه جامع ایمنی در نظر گرفته شده است. این سند، به موضوع تحلیل ایمنی یقینی و معرفی حوادثی که در گزارش‌های تحلیل ایمنی نیروگاه‌های هسته‌ای باید مدل‌سازی و تحلیل شوند، اختصاص داده شده است. در این سند مقدمه‌ای در زمینه بایدها و نبایدهای تحلیل ایمنی یقینی در بخش ۱، مروری بر مفاهیم و پدیده‌های مهم در تحلیل حوادث نیروگاه‌های هسته‌ای در بخش ۲ و معرفی تحلیل حوادث نیروگاه‌های هسته‌ای بوشهر، APR1400 و NuScale در بخش‌های ۳ تا ۵ ارائه می‌شود.

کلیدواژه

تحلیل ایمنی یقینی، ایمنی نیروگاه هسته‌ای، تحلیل حوادث، ایمنی یقینی، تقسیم‌بندی حوادث، SAR.

اختصارات

اختصار	عبارت اصلی	اختصار	عبارت اصلی
DSA	Deterministic Safety Analysis	DNBR	Departure from Nucleate Boiling Ratio
DBA	Design Basis Accident	BDBA	Beyoud Design Basis Accident
SAR	Safety Analysis Report	SA	Severe Accident
SG	Steam Generator	PRZ	Pressurizer
EGRS	Emergency Gas Removal System	MSH	Main Steam Header
APC	Automatic Power Controller	HPH	high pressure heater
RUPL	Reactor Unloading and Power Limitation	PP	Preventive Protection
APP	Accelerated Preventive Protection	AFWP	Auxiliary Feed Water Pump
PRZ TEH	Pressurizer Tubular Electric Heater	ECD	Emergency Cooldown and Blowdown System
PORV	Pilot-Operated Relief Valve	BRU-A	Steam Dump Valve to the Atmosphere
PHRS	Passive Heat Removal System	BRU-K	Steam Dump Valve to the Tturbine Condenser

همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۱- مقدمه‌ای در زمینه بایدها و نبایدهای تحلیل ایمنی یقینی

در این بخش، مقدمه‌ای در زمینه آشنایی با بایدها و نبایدها و مؤلّفه‌های تحلیل ایمنی یقینی حوادث در نیروگاه‌های هسته‌ای ارائه می‌شود. ارزیابی ایمنی یک نیروگاه هسته‌ای شامل تحلیل مخاطرات، تحلیل‌های ایمنی یقینی و احتمالاتی است. در تحلیل ایمنی یقینی پیامدهای یک رویداد و نحوه عملکرد سیستم‌های ایمنی نیروگاه، مورد ارزیابی و تحلیل قرار می‌گیرد. معیارهای فنی مرتبط با تحلیل ایمنی یقینی، مشتمل بر عناصری از قبیل رویدادهایی که باید تحلیل شوند، معیارهای پذیرش، روش‌های تحلیل ایمنی یقینی و فرضیات هر حادثه، تهیهٔ مستندات، ویرایش، به‌روزرسانی آنها و کنترل کیفی می‌باشند. [۱]

در تحلیل ایمنی یقینی، لحاظ موارد زیر ضروری است:

- شرح و ارائه نتایج هر تست، تحلیل و یا محاسبه انجام شده در مستندات،
- گزارش تحلیل ایمنی اولیه به منظور تأیید و اثبات کفایت طراحی تأسیسات هسته‌ای،
- اثرات بر روی محیط، سلامتی و ایمنی افراد که می‌تواند در اثر ساخت، بهره‌برداری و برچیدن تأسیسات هسته‌ای و نیز معیارهایی که برای جلوگیری یا مهار اثرات به کار خواهند رفت،
- گزارش تحلیل ایمنی نهایی، به منظور تأیید و اثبات کفایت طراحی تأسیسات هسته‌ای با لحاظ تغییرات احتمالی،
- تعیین حدود دوز مؤثر به پرسنل و افراد جامعه.

در این خصوص، استانداردهای ایمنی توسط آژانس بین‌المللی انرژی اتمی در مستندات متعددی وضع شده است که می‌بایست رعایت شوند.

ارزیابی کلی طراحی تأسیسات راکتور شامل تحلیل مخاطرات، تحلیل ایمنی یقینی و فنون تحلیل ایمنی احتمالاتی است. این گزارش بر تحلیل ایمنی یقینی متمرکز است. در این تحلیل‌ها همهٔ منابع تشعشع را به منظور ارزیابی دوز تشعشعی به کارمندان نیروگاه و افراد جامعه و نیز برای ارزیابی اثرات بالقوه بر محیط، شناسایی می‌شوند. این تحلیل‌ها درصدد بررسی و تأیید قابلیت طراحی برای رعایت الزامات ایمنی، معیارهای پذیرش تشعشع و اهداف ایمنی است. همچنین، نقش دیگر این تحلیل‌ها، نشان دادن رعایت استراتژی دفاع عمقی توسط تأسیسات نیروگاه می‌باشد.

همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۱-۱- رویکرد تقسیم‌بندی شده در تحلیل ایمنی یقینی

رویکرد تقسیم‌بندی شده روشی است که در آن مقیاس‌های سخت‌گیری و تحلیل‌های به کار رفته با سطح ریسک تحمیلی توسط تأسیسات نیروگاه هسته‌ای، متناسب است. وسعت و عمق تحلیل‌ها و دامنهٔ عدم قطعیت‌های پذیرفته شده در تحلیل‌های ایمنی، باید نشان دهد که اهداف تحلیل ایمنی محقق و الزامات مربوط به آنها رعایت می‌شوند.

دامنه، محتوا و جزئیات تحلیل ایمنی راکتورها، وابسته به اندازه آنها است. به گونه‌ای که تحلیل ایمنی تأسیسات راکتورهای کوچک کاملاً مشابه راکتورهای توان نمی‌باشد. عوامل به کار رفته در رویکرد تقسیم‌بندی شده شامل موارد زیر می‌باشند:

- توان راکتور،
- مشخصات ایمنی راکتور،
- مقدار و غنای مواد شکافا و شکافت‌پذیر،
- طراحی سوخت،
- نوع و جرم کندکننده، بازتابنده و خنک‌کننده،
- بهره برداری راکتور،
- حضور منابع با انرژی بالا و سایر منابع رادیواکتیو و خطرآفرین،
- سیستم‌های ایمنی طراحی شده در راکتور،
- ترم چشمه،
- اطلاعات سایت،
- مجاورت مناطق مسکونی.

۱-۲- الزامات تحلیل ایمنی

در تحلیل‌های ایمنی، رعایت موارد زیر ضروری است:

- تأیید فرضیات و مفاد طراحی برای عملکرد نرمال تأسیسات راکتور، برای تعیین حدود و شرایط عملکردی راکتور و نیز ارزیابی اعتبار رویه‌ها و اصول راهنمای مدیریت حادثه،
- توصیف رویدادهای مرتبط با طراحی تأسیسات راکتور،
- تحلیل و ارزیابی توالی رویدادهای ناشی از خرابی سازه‌ها، سیستم‌ها و اجزا،

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

- مقایسه نتایج تحلیل‌های ایمنی با حدود طراحی و معیارهای پذیرش دوز،
- تأیید محدودهٔ شرایط و رویدادهایی که در مبنای طراحی لحاظ می‌شوند،
- نشان‌دادن اینکه رخدادهای عملکردی قابل انتظار، حوادث مبنای طرح و حوادث ورای طرح، توسط پاسخ خودکار سیستم‌های ایمنی در کنار رویه‌های عملکردی، قابل مدیریت می‌باشند.

۱-۳- اهداف تحلیل ایمنی یقینی

- نشان دادن رعایت الزامات ایمنی و طراحی توسط طراح تأسیسات نیروگاه و الزامات کاربردی برای استراتژی دفاع عمقی:

✓ تأیید استقرار سطح ۲ دفاع عمقی با تضمین اطمینان معقول از اینکه سیستم‌های کنترلی به تنهایی قادر به مهار شمار زیادی از گذره‌های عملکردی قابل انتظار، بدون آسیب به تجهیزات هستند،

✓ تأیید استقرار سطح ۳ دفاع عمقی با تضمین اطمینان بالا از اینکه سیستم‌های ایمنی به تنهایی قادر به مهار همهٔ گذره‌های عملکردی قابل انتظار و حوادث مبنای طرح هستند، به گونه‌ای که در تأسیسات معیارهای پذیرش دوز رعایت می‌شوند،

✓ کمک به تأیید استقرار سطح ۴ دفاع عمقی به همراه تحلیل ایمنی احتمالاتی برای اثبات اینکه تأسیسات، اهداف ایمنی را رعایت می‌کند.

- حصول یا تأیید حدود و شرایط عملکردی سازگار با الزامات ایمنی و طراحی تأسیسات راکتور،
- کمک به تأیید و اعتبارسنجی رویه‌ها و راهبردها مدیریت حوادث،
- نشان دادن اینکه تغییرات ناشی از ارتقای طراحی یا شرایط عملکردی تأسیسات راکتور، اثرات نامطلوب قابل توجهی بر ایمنی ندارد.

۱-۴- الزامات تحلیل ایمنی یقینی

مجوزدهنده یا بهره‌بردار نیروگاه، مسئول تضمین برقراری الزامات زیر در تحلیل ایمنی یقینی است:

- وجود قابلیت کافی برای تحلیل ایمنی یقینی و یا درصورت داشتن صلاحیت، سرپرستی کردن تحلیل ایمنی یقینی توسط منابع خارجی،

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

- تضمین اینکه یک فرایند رسمی جهت ارزیابی و بروزرسانی یک تحلیل ایمنی یقینی، پیگیری و اجرا می‌شود به طوری‌که اثرات ارتقای طراحی، تجربیات بهره‌برداری، یافته‌های تحقیقاتی و رفتار ایمنی شناخته شده در این فرایند لحاظ شود،
- تضمین اینکه یک فرایند تضمین کیفیت مستندسازی شده، در هدایت یک تحلیل ایمنی به کار رفته است.

۱-۵- رویدادهایی که باید در تحلیل ایمنی یقینی تحلیل شوند

۱-۵-۱- شناسایی رویدادها

نهاد مجوزدهنده و بهره‌بردار باید یک فرایند سیستماتیک برای شناسایی رویدادهای آغازگر، توالی‌های رویداد و ترکیب‌های رویدادها که می‌تواند ظرفیت به چالش کشیدن ایمنی تأسیسات راکتور را داشته باشند، به کار برند. این فرایند باید الزامات و اصول سازمانی، سوابق مجوزگیری گذشته، تجربیات بهره‌برداری، بررسی‌های مهندسی و تحلیل ایمنی احتمالاتی و بازنگری سیستماتیک طراحی را لحاظ کند. در شناسایی رویدادها، لحاظ موارد زیر ضروری است:

- همه ترکیب‌های عملکردی، مانند راه اندازی، عملکرد در توان کامل، خاموش‌سازی، نگهداری، تست، نظارت و تغییر سوخت،
- ترکیب‌ها و کاربردهای تأسیسات نیروگاه،
- واکنش‌ها و تعاملات بین راکتور و هر ابزار آزمایشگاهی شامل رویه‌های اجرایی، کنترل‌ها، تجهیزات اضافی مرتبط با تجهیزات آزمایشگاهی.

لیست رویدادهای شناسایی شده، باید طی فرایند طراحی و تحلیل ایمنی یقینی، به منظور کامل شدن لیست مورد بازنگری قرار گیرد. پس از ساخت یک تأسیسات راکتور جدید، لیست رویدادها باید برای مرحله «مطابقت با آنچه ساخته شده است» راستی‌آزمایی شود. تغییرات بعدی در طراحی و یا طراحی‌های آزمایشگاهی نیز باید بازنگری شده و لیست رویدادهای شناسایی شده، برحسب ضرورت ارتقا یابد.

۱-۵-۲- حیطه و وسعت رویدادها

لیست رویدادهایی که باید برای تحلیل ایمنی یقینی توسعه داده شود، شامل موارد زیر است:

- خرابی‌ها و یا اشکال در سازه‌ها، سیستم‌ها و اجزا،

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

- خطاهای اپراتور،
- خرابی‌های با عامل مشترکی که با رویدادهای داخلی و خارجی آغاز می‌شوند.

حد فرکانس وقوع رویداد، باید به گونه‌ای انتخاب شود که رویدادهای با فرکانس وقوع کمتر از آن حد، تنها سهم ناچیزی در ریسک داشته باشند. این رویدادها به عنوان یک رویداد معتبر و مهم در نظر گرفته نمی‌شوند. حذف چنین رویدادهایی از حیطه تحلیل ایمنی یقینی، باید توجیه شده و دلایل حذف آنها باید مستندسازی شود.

۱-۵-۳- تقسیم‌بندی رویدادها

رویدادهای شناسایی شده باید بر اساس قضاوت‌های مهندسی و تحلیل ایمنی احتمالاتی، در سه دستهٔ زیر تقسیم شوند:

رویدادهای عملکردی مورد انتظار، که شامل رویدادهایی با فرکانس وقوع بیشتر یا مساوی 10^{-2} بار در سال به ازای هر راکتور است.

حوادث مبنای طراحی، که شامل همه رویدادهای با فرکانس وقوع بزرگتر یا مساوی 10^{-5} ولی کمتر از 10^{-2} بار در سال به ازای هر راکتور می‌شود. این دسته از رویدادها همچنین شامل هر رویدادی که به عنوان یک مبنای طراحی برای سیستم ایمنی، صرف‌نظر از اینکه فرکانس وقوع تخمین‌زده آن کمتر از 10^{-5} بار در سال به ازای هر راکتور است یا نه، می‌باشد.

حوادث ورای طراحی، که شامل رویدادهای با فرکانس وقوع کمتر از 10^{-5} بار در سال به ازای هر راکتور است.

رویدادهای با فرکانس وقوع نزدیک مقدار حدی بین دو گروه و یا رویدادهایی که عدم قطعیت ذاتی آنها از فرکانس پیش‌بینی شده رویداد بیشتر است، باید در گروه با فرکانس بالاتر قرار گیرند. رویدادهای با عامل مشترک معتبر نیز، باید در گروه‌های فوق، تقسیم‌بندی شوند.

۱-۵-۴- معیارهای پذیرش

معیارهای پذیرش در تحلیل حوادث برای مقادیر حدی مجاز دوز اشعه به کارکنان، افراد جامعه و انتشار مواد رادیواکتیو به محیط، الزامات و اهداف ایمنی و نیز قابلیت برنامه مدیریت حادثه و برای هر دسته از تقسیم‌بندی رویدادها، توسط نهادهای بین‌المللی تعیین می‌گردند. لازم به ذکر است، تحلیل ایمنی یقینی، تحلیل ایمنی احتمالاتی را در ارزیابی تأسیسات راکتور نسبت به اهداف ایمنی، پشتیبانی می‌کند.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۱-۶- کاربرد الزامات ایمنی برای رویدادهای قابل انتظار و حوادث مبنای طرح

معیارهای پذیرش کمّی باید برای رویدادهای عملکردی قابل انتظار و حوادث مبنای طرح به منظور اثبات اثربخشی سیستم‌های تأسیسات نیروگاه، در حفظ یکپارچگی مرزهای فیزیکی در برابر انتشار مواد رادیواکتیو، تعیین شوند. این معیارهای پذیرش کمّی، باید موارد زیر را لحاظ کنند:

- جلوگیری از امکان خرابی‌های پیامدی در اثر یک رویداد آغازگر،
- محافظت از سازه‌ها، سیستم‌ها و اجزا به گونه‌ای که برداشت مؤثر حرارت پسماند برقرار باشد،
- ممانعت از ایجاد شرایط پیچیده یا پدیده‌های فیزیکی که:
  - ✓ با اطمینان بالا، قابل مدل‌سازی نیستند،
  - ✓ با آزمایش‌های مناسب، قابل اثبات نیستند،
  - ✓ به طور قابل اطمینان، با فرضیات محافظه‌کارانه قابل محدود شدن نیستند.
- سازگار بودن با الزامات طراحی برای سازه‌ها، سیستم‌ها و اجزای تأسیسات راکتور.

برای اثبات اینکه الزامات ایمنی رعایت می‌شوند، باید معیارهای پذیرش برای گذره‌های عملکردی قابل انتظار و حوادث مبنای طرح، توسط نهاد مجوزدهنده یا بهره‌بردار، پیش از انجام تحلیل ایمنی یقینی، ارائه شوند. این معیارهای پذیرش باید تضمین کنندهٔ انجام اقدامات ایمنی، کفایت و پشتیبانی آنها بر اساس شواهد مناسب باشند. لازم به ذکر است، ممکن است شرایط اعطای مجوز مستلزم الزامات اضافی برای انعکاس رویدادهای ویژهٔ طراحی یک راکتور خاص، یا یک آزمایش خاص باشد.

نتایج یک تحلیل ایمنی یقینی، باید مطابق معیارهای پذیرش در محدوده‌های کافی لحاظ کنندهٔ عدم قطعیت مرتبط با تحلیل ایمنی یقینی باشد. همچنین، تحلیل ایمنی یقینی باید شامل رویدادی که بیشترین چالش در تطابق با معیارهای پذیرش را دارد، باشد. این رویداد به عنوان رویداد محدود کننده (حد بالای وخامت) در گروه خود است.

۱-۷- روش‌ها و فرضیات تحلیل ایمنی یقینی

برای حصول اطمینان در نتایج، باید موارد زیر در تحلیل ایمنی یقینی رعایت شوند:

- انجام تحلیل طبق فرایند تضمین کیفیت،

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

- انجام تحلیل توسط تحلیل‌گران ارزیابی شده و با سطح کیفی بالا،
- بکارگیری روش تحلیل ایمنی یقینی سیستماتیک،
- استفاده از مدل‌ها و کدهای کامپیوتری راستی‌آزمایی و اعتبارسنجی شده،
- بکارگیری فرضیات موجّه،
- انجام فرایند بازنگری مستندات.

۱-۷-۱- روش‌های تحلیل ایمنی یقینی

روش‌های تحلیل ایمنی یقینی باید شامل موارد زیر باشد:

- شناسایی سناریوهایی که باید به منظور حصول اهداف تحلیل ایمنی یقینی، تحلیل شوند؛ شامل حالت‌های حساسیت،
- شناسایی معیارهای پذیرش و محدوده‌های کاربردی،
- جمع‌آوری اطلاعاتی که تأسیسات نیروگاه مورد نظر را تشریح می‌کند و نیز مودهای عملکردی مجاز آن،
- تعریف فرضیات دربارهٔ حالت عملکرد، دسترسی و کارایی سیستم‌های تأسیسات راکتور و اقدامات اپراتور،
- شناسایی پدیده‌های مهم رویداد تحلیل شده،
- انتخاب روش‌های محاسباتی و یا کدهای کامپیوتری، مدل‌ها و روابطی که برای کاربرد مورد نظر، اعتبارسنجی شده‌اند،
- آماده‌سازی داده‌های ورودی برای تحلیل ایمنی یقینی،
- هدایت محاسبات، شامل حالت‌های حساسیت، پیش‌بینی توالی رویدادها، آغاز از حالت پایای اولیه تا حالت نهایی ازپیش تعریف شده،
- راستی‌آزمایی سازگاری منطقی و فیزیکی نتایج محاسبات،
- پردازش و مستندسازی نتایج محاسبات برای اثبات پیروی از محدوده‌ها و معیارهای پذیرش.

۱-۷-۲- فرضیات تحلیل ایمنی یقینی

تحلیل ایمنی یقینی باید مبتنی بر طراحی کامل و صحیح تأسیسات نیروگاه بوده و در صورت دسترسی، اطلاعات عملکردی نیروگاه باشد. فرضیات ساده‌سازی تحلیل ایمنی یقینی، مانند فرضیات دسترسی و عملکرد سیستم‌ها و اپراتور، باید شناسایی

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

و توجیه شوند. در تحلیل ایمنی یقینی، برای گذره‌های عملکردی قابل انتظار و حوادث مبنای طرح (تحلیل محافظه‌کارانه برای سطح ۳ دفاع عمقی) باید موارد زیر رعایت شود:

- لحاظ عدم قطعیت‌های کمیت‌های مدل‌سازی ورودی کلیدی، عدم قطعیت‌های اندازه‌گیری پارامترهای ورودی تأسیسات و عدم قطعیت‌های اندازه‌گیری برای عمل‌کردن سیستم‌های مهارکننده. عدم قطعیت‌ها باید بر اساس بهترین تجربیات ملی و بین المللی به صورت صحیح تخیمن زده شوند.
- به کاربردن معیار خرابی یک واحد برای همه گروه‌های ایمنی و تضمین اینکه گروه‌های ایمنی به صورت محیطی مناسب هستند،
- استفاده از حداقل کارایی مجاز برای گروه‌های سیستم‌های ایمنی،
- لحاظ خرابی‌های ناشی از پیامدهای رویداد آغازگر،
- تضمین کارایی سیستم‌های فرایندی و کنترل، تنها زمانی که در شرایط حادثه، سیستم‌ها خوداقدام[1] و از لحاظ محیطی واجد صلاحیت هستند،
- تضمین کارایی سیستم‌های فرایندی، تنها اگر آنها پیش از این در حال کار هستند و تحت تأثیر رویداد نیستند،
- لحاظ اقدامات سیستم‌های فرایندی و کنترل هنگامی که عملکرد آنها، اثر مشخص بر پیامدهای حادثه مورد نظر داشته باشد،
- لحاظ اثرات سن بر سیستم‌ها،
- لحاظ امکان خروج یک تجهیز از مدار به منظور تعمیرات،
- لحاظ اقدامات اپراتور تنها زمانی که:
  - ✓ نشانه‌های غیرمبهمِ نیاز برای اقدام، وجود داشته باشد،
  - ✓ رویه‌ها و آموزش کافی اپراتور برای اقدامات انجام شده باشد،
  - ✓ زمان کافی برای انجام اقدامات مورد نظر وجود داشته باشد،
  - ✓ و شرایط محیطی که مانع چنین اقداماتی هستند، برقرار باشد.

[1] - passive

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۱-۷-۳- محافظه‌کاری در تحلیل ایمنی یقینی

در تحلیل ایمنی یقینی، باید به منظور نشان دادن میزان اطمینان در تطابق با اهداف تحلیل ایمنی یقینی اشاره شده در این گزارش، درجه‌ای از محافظه‌کاری به کار رود.

۱-۸- مستندسازی تحلیل ایمنی یقینی

مستندسازی تحلیل ایمنی یقینی باید جامع و حاوی جزئیات کافی باشد، به گونه‌ای که یک راستی‌آزمایی مستقل برای آن قابل انجام باشد. این مستندسازی، باید حاوی موارد زیر باشد:

- هدف تحلیل ایمنی،
- اساس فنی برای هر رویداد و پدیدهٔ کلیدید و فرایندها،
- تشریح رویدادهای تحلیل شده،
- تشریح نگرانی‌ها، چالش‌های ایمنی و معیارهای ایمنی، الزامات و محدوده‌های عددی،
- شناسایی پدیده‌های کلیدی که طی تحلیل رویداد رخ می‌دهند،
- اثبات کارایی کد، شامل اثبات اعتبار کدها برای آزمایش‌های نمونه اولیه و ارزیابی صحت کد،
- اثبات اینکه فرضیات تحلیل با محدوده‌های عملکردی تأسیسات راکتور تطابق دارند،
- نتایج تحلیل‌های حساسیت و عدم قطعیت،
- داده‌ها و اطلاعاتی که باید برای سایر برنامه‌های تأسیسات راکتور فراهم شوند،
- خلاصه‌ای از نتایج مهم و جمع‌بندی با توجه به قابلیت پذیرش.

۱-۹- بازنگری و به‌روزرسانی تحلیل ایمنی یقینی

ضروری است ارگان مجوزدهنده و یا بهره‌بردار، به صورت سیستمی نتایج تحلیل ایمنی یقینی را بازنگری نماید، تا صحت و تطابق با هدف تحلیل ایمنی یقینی تضمین گردد. نتایج باید نسبت به الزامات کمیته‌های ایمنی ملی، داده‌های آزمایشگاهی کاربردی، قضاوت متخصصین، مقایسه با محاسبات مشابه و تحلیل‌های حساسیت ارزیابی شوند. بازبینی نتایج تحلیل ایمنی یقینی با استفاده از یک یا چند روش از روش‌های زیر، بسته به اهداف تحلیل ایمنی یقینی، انجام می‌شود:

- بازنگری نظارتی،

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

- بازنگری دقیق و موشکافانه،
- بازنگری مستقل توسط افراد مستقل ذی‌صلاح،
- محاسبات مستقل با استفاده از ابزارها و روش‌های مختلف تا جایی که عملی است.

۱-۹-۱- به‌روزرسانی تحلیل ایمنی یقینی

تحلیل ایمنی یقینی باید به صورت متناوب بازنگری و به‌روزرسانی شود، تا تغییرات ایجاد شده در ترکیب تأسیسات راکتور، شرایط (شامل افزایش سن تجهیزات)، پارامترها و رویه‌های عملکردی، یافته‌های تحقیقاتی جدید و توسعه‌های علمی را لحاظ نماید. برای فرکانس به‌روزرسانی‌ها از رویکرد تقسیم‌بندی استفاده می‌شود.

علاوه بر به‌روزرسانی متناوب، همچنین باید هنگامی که تغییرات اساسی در طراحی و یا نوسازی تجهیزات انجام می‌شود؛ و یا در پی حصول اطلاعات حاکی از وجود مخاطره‌ای با طبیعت متفاوت، احتمال و یا دامنهٔ خرابی بیشتر است، مجدداً تحلیل ایمنی یقینی انجام شود. این شرایط در دو بخش قابل تقسیم‌بندی هستند:

- ایجاد تغییراتی در اثر یافته‌های جدید تحقیقاتی،
- رخ دادن رویدادی که در تحلیل ایمنی یقینی لحاظ نشده باشد.

۱-۹-۲- کیفیت تحلیل ایمنی یقینی

تحلیل ایمنی یقینی باید بر اساس برنامه جامع تضمین کیفیت، که برای همهٔ فعالیت‌های تأثیرگذار بر کیفیت نتایج، به کار می‌رود، انجام شود. برنامه تضمین کیفیت، باید استانداردهای تضمین کیفیت برای بکارگیری را شناسایی کند و نیز باید شامل رویه‌ها و دستورالعمل‌های مستندشده برای فرایند کامل تحلیل ایمنی یقینی، از جمله موارد زیر باشد:

- جمع‌آوری و راستی‌آزمایی داده‌های تأسیسات راکتور،
- راستی‌آزمایی داده‌های ورودی کامپیوتری،
- اعتبارسنجی کدهای به کار رفته در تحلیل ایمنی یقینی،
- ارزیابی نتایج شبیه‌سازی‌ها،
- مستندسازی نتایج تحلیل ایمنی یقینی.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۲- مفاهیم و پدیده‌های مهم در تحلیل حوادث نیروگاه‌های هسته‌ای

در این بخش، الگوهای کلی تقسیم‌بندی حوادث و نیز برخی مفاهیم و پدیده‌های مهم در تحلیل حوادث نیروگاه‌های هسته‌ای معرفی می‌شوند و برخی از حوادث به صورت کلی و مفهومی مورد بررسی اجمالی قرار می‌گیرند.

۲-۱- تقسیم‌بندی کلی حوادث

در منابع مختلف موجود، در زمینه تحلیل ایمنی یقینی، حوادث ایمنی مختلفی در نیروگاه‌های هسته‌ای ارائه شده است که می‌توان تقسیم‌بندی این حوادث را بر دو مبنای اصلی در نظر گرفت که شامل تقسیم‌بندی حوادث بر اساس منشأ وقوع و تقسیم‌بندی حوادث بر اساس فرکانس وقوع می‌باشد. در این بخش انواع تقسیم‌بندی حوادث، مفاهیم و پدیده‌های مهم در حوادث به صورت نوعی ارائه شده است.

تقسیم‌بندی حوادث بر اساس منشأ وقوع [۲]:

- حوادث با منشأ داخلی و خارجی،
- حوادث محیطی (آتش‌سوزی، سیل)،
- حوادث با منشأ طبیعی،
- حوادث با منشأ انسانی (انفجار یک مخزن در نزدیکی نیروگاه، عملیات خرابکاری و ...)،
- حوادث عمدی (عملیات خرابکاری)،
- حوادث مبنای طرح، حوادث ورای مبنای طرح، حوادث وخیم.

تقسیم‌بندی حوادث بر اساس فرکانس وقوع:

- گروه ۱: گذره‌های عملکردی،
- گروه ۲: رویدادهای با فرکانس ملایم،
- گروه ۳: رویدادهای نادر،
- گروه ۴: حوادث محدودکننده.

تقسیم‌بندی حوادث بر اساس فرکانس وقوع در نیروگاه‌های مختلف با عناوین مختلف ارائه می‌شود. گاهی همانند تقسیم‌بندی فوق و گاهی با عناوینی همچون رویدادهای عملکردی قابل انتظار و حوادث مبنای طرح معرفی می‌شوند. وجه اشتراک این

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

تقسیم‌بندی‌ها این است که منشأ این تقسیم‌بندی‌ها فرکانس وقوع رویدادها و حوادث است. همچنین برای انطباق دو تقسیم‌بندی ارائه شده، می‌توان حوادث گروه ۱ را همان رویدادهای عملکردی قابل انتظار و گروه‌های ۲، ۳ و ۴ را حوادث مبنای طرح دانست.

در مبحث تحلیل ایمنی یقینی مفهوم «حوادث مبنای طرح» بسیار استفاده می‌شود. این عبارت برای حوادثی به کار می‌رود که با روش یقینی و یا با کمک ملاحظات احتمالاتی به منظور طراحی همه سیستم‌های نیروگاه و به ویژه سیستم‌های ایمنی انتخاب می‌شوند.

۲-۲- برخی داده‌های مهم برای تحلیل حوادث

۲-۲-۱- شرایط اولیه

ملاحظات شرایط اولیه در تحلیل حوادث، برای یک راکتور نوعی، شامل موارد زیر است:

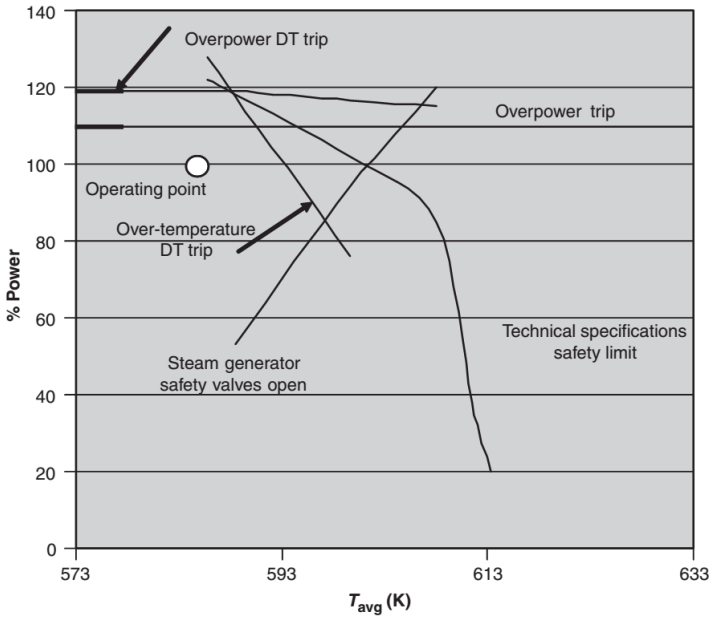
- توان نامی قلب راکتور معمولاً به منظور لحاظ خطاهای ممکن، با لحاظ ۲ درصد افزایش در نظر گرفته می‌شود.
- دمای متوسط خنک‌کننده با لحاظ ۲ درصد افزایش نسبت به دمای نامی، به دلیل خطاهای اندازه‌گیری درنظر گرفته می‌شود.
- فشار فشارنده با لحاظ ۲۰۰± کیلوپاسکال به منظور لحاظ نوسانات و خطاهای اندازه‌گیری در نظر گرفته می‌شود.
- مقادیر اولیه پارامترهای مختلف به گونه‌ای انتخاب می‌شوند که مقدار DNBR اولیه حداقل باشد. فاصلهٔ نسبت توان از جوشش هسته‌ای معمولاً بیش از ۱/۳ در عملکرد نرمال و گذره‌های روزمره نگه‌داشته می‌شود.
- سطوح هشدار خاموشی سریع و تأخیرهای زمانی مربوطه در تحلیل لحاظ می‌شوند.

جدول شماره ۱: سیگنال‌های خاموشی سریع و تأخیرهای مربوطه (حدود ایمنی قلب، فشار ۱۵/۵۱ مگاپاسکال)

Origin of fast shutdown	Trigger level in the analyses	Time delay (s)
High neutron flux	118%	0.5
Core ΔT (excess temperature)	Automatically variable	6
Core ΔT (excess power)	Automatically variable	6
High pressurizer pressure	16.65 MPa (normal 15.51 MPa)	2
Low pressurizer pressure	12.31 Mpa	2
Low recirculation flow	87%	1
Turbine trip		1
Low-low level in steam generator		2
High level in steam generator, feedwater pumps stop, feedwater system valves shut-off, turbine trip		2

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

در جدول شماره ۱ و شکل ۱، حدود ایمنی قلب منجر به تولید سیگنال‌های خاموشی سریع و تأخیرهای زمانی مربوطه برای یک راکتور نوعی ارائه شده است.



شکل ۱: حدود ایمنی قلب یک راکتور نوعی در فشار ۱۵/۵۱ مگاپاسکال

۲-۲-۲- برخی پدیده‌های مهم در تحلیل حوادث

۲-۲-۲-۱- ضریب داپلر

ضریب داپلر، یکی از مهم‌ترین عوامل محدودکننده طی تزریق راکتیویته است. افزایش دمای سوخت، باعث افزایش پهنای باند رزونانس‌های جذب نوترون در اورانیوم ۲۳۸ می‌شود و در اثر این پدیده، راکتیویته کاهش می‌یابد. با فرسایش سوخت، ضریب راکتیویته داپلر، کاهش می‌یابد. در واقع، با گذر زمان چهار پدیدهٔ زیر، باعث تغییر ضریب می‌شوند:

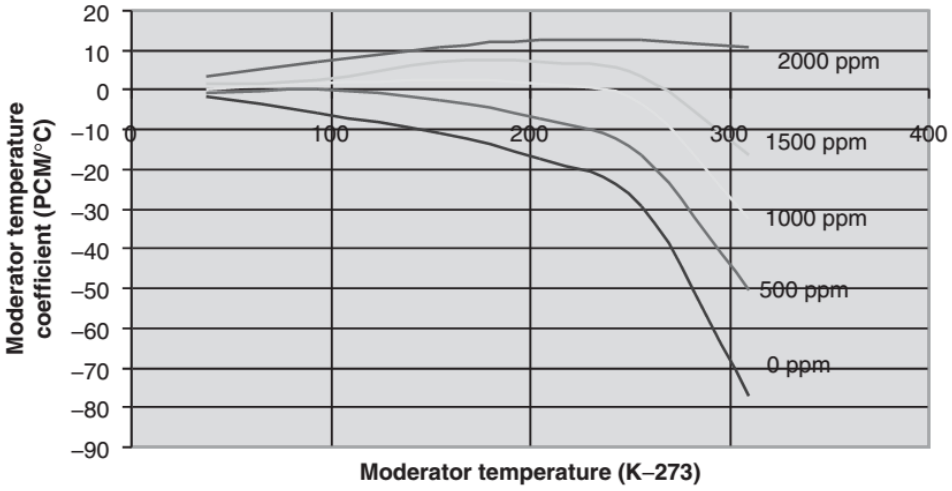
- در اثر تغییر ترکیب گازهای موجود در گپ میلهٔ سوخت، رسانش گپ با گذر زمان کاهش یافته و سوخت گرم‌تر می‌شود.
- تراکم قرص‌های سوخت که منجر به افزایش فشار گپ می‌شود، مشابه اثر قبلی است.
- افزایش مقدار پلوتونیوم ۲۴۰ که قله‌های رزونانس قوی برای جذب نوترون در ناحیه حرارتی دارد و در مقابل اثر اورانیوم ۲۳۸ می‌باشد.
- تغییر شکل در اثر خزش مکانیکی غلاف سوخت، منجر به کاهش اندازه گپ و بنابراین کاهش اثر داپلر می‌شود.

فاکتور آخر نسبت به سایر موارد غالب است و در پایان عمر قلب، ضریب داپلر نقش و اثر کمتری دارد.

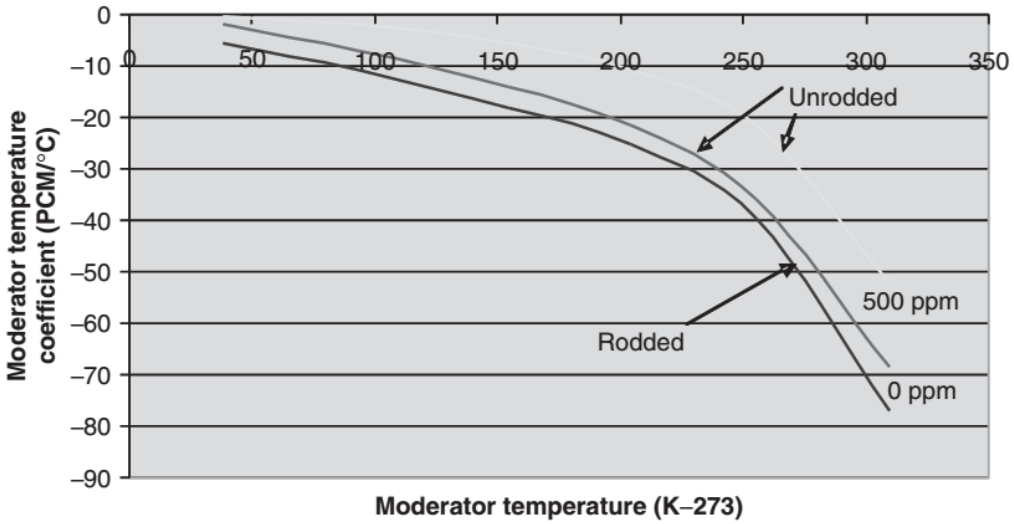
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۲-۲-۲-۲- ضریب دمای کندکننده و خلأ

ضریب راکتیویته دمای کندکننده نیز برای بحث ایمنی مهم است. با افزایش دما و کاهش چگالی کندکننده، میزان کندکنندگی کاهش می‌یابد و باعث افزایش از دست رفتن بیشتر نوترون از قلب می‌شود و راکتیویته کاهش می‌یابد. حضور اسید بوریک محلول در آب کندکنندهٔ راکتور، تأثیرگذاری ایمنی ضریب دمای کندکننده را کاهش می‌دهد. در واقع، با افزایش دما، غلظت اسید بوریک در آب کاهش می‌یابد و به دنبال آن راکتیویته افزایش می‌یابد. به همین دلیل، هنگامی که غلظت بور زیاد است (آغاز سیکل و شرایط سرد)، ضریب دمای کلی آب راکتور ممکن است مثبت باشد. به علاوه، باید توجه شود که در هر حالت، ضریب توان (که شامل اثر داپلر است)، باید همواره منفی باشد. شکل ۲ و شکل ۳ رفتار ضریب راکتیویته دمای آب کندکنندهٔ راکتور را نشان می‌دهند.



شکل ۲: ضریب دمای کندکننده (آغاز سیکل، بدون میله کنترل)



شکل ۳: ضریب دمای کندکننده (پایان سیکل)

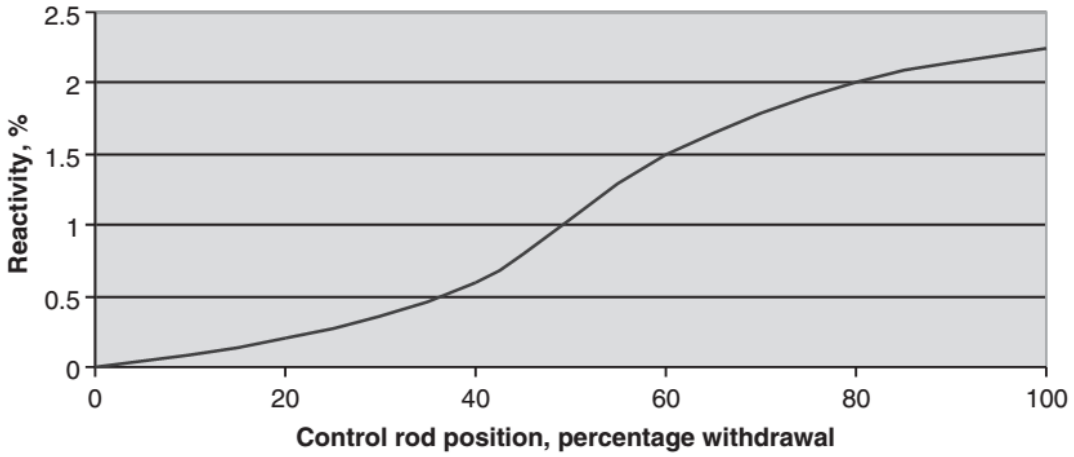
ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۲-۲-۲-۳- راکتیویته محلول بورون

محتوای محلول بورون در آب راکتور با واحد ppm سنجیده می‌شود. اسید بوریک به عنوان جزء محلول به کار می‌رود. اسید بوریک ۰/۶ درصد، حاوی ۱۰۰۰ ppm بورون است. راکتیویته بورون محلول معادل ۸۰۰-۹۰۰ pcm به ازای ۱۰۰ ppm است، بنابراین در شرایط عملکردی با ۱۰۰۰ ppm بورون، راکتیویته در محلول بورون حدود ۸ – ۹ درصد است. مقادیر معمول غلظت بورون در ابتدای سیکل و حالت سرد، ۲۰۰۰ ppm و ۱۰۰۰ ppm در حالت گرم و تنها چند صد ppm در پایان سیکل در حالت گرم است.

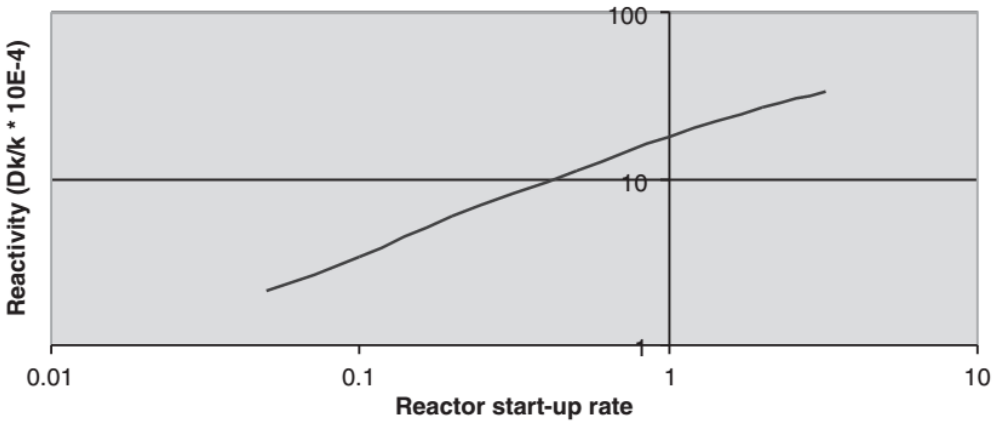
۲-۲-۲-۴- راکتیویته میله‌های کنترل

راکتیویته میله‌های کنترل، معمولاً حدود ۱۰ درصد است. راکتیویته موجود برای خاموشی سریع، وابسته به موقعیت میله‌ها، شکل محوری شار نوترون و میزان فرسایش سوخت است. علاوه براین، به منظور ارزیابی راکتیویته مورد نیاز برای خاموشی سریع، فرض می‌شود میلهٔ با بیشترین ارزش در جای خود ثابت می‌ماند. معمولاً راکتیویته موجود برای خاموشی سریع بین ۶ درصد (در شرایط گرم و توان صفر) تا ۹ درصد (در توان کامل) قرار دارد. از لحاظ تئوری، یک میلهٔ کنترل در راکتور نوعی می‌تواند ارزشی برابر ۲ درصد یا بیشتر داشته باشد، ولی راکتیویته مربوط به خروج هر میلهٔ کنترل (یکی از حوادث مبنای طرح) همواره کمتر از مقدار «راکتیویته آنی» (۰/۶ درصد) است و معمولاً یک حد ۰/۵ درصد به کار می‌رود. ارزش انتگرالی یک میله کنترل در شکل ۴ نشان داده شده است. در شکل ۵ رفتار نرخ شروع به کار راکتور نشان داده شده است.



شکل ۴: ارزش انتگرالی یک میلهٔ کنترل

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.



شکل ۵: نرخ راه‌اندازی به صورت تابعی از راکتیویته

۲-۲-۲-۵- راکتیویته محصولات شکافت (زنون و ساماریوم)

راکتیویته قلب، به شدت تحت تأثیر تغییرات دینامیکی محصولات شکافت، به عنوان پیامد حالت‌های عملکردی قلب است. محصولات شکافت به صورت تابعی از فرسایش سوخت، تجمیع می‌شوند که اثرات شدیدی بر راکتیویته دارند. زنون ۱۳۵ و ساماریوم ۱۴۹ از طرق مختلف، مهم‌ترین هسته‌ها در این زمینه هستند.

تحت شرایط عملکرد توان ثابت، راکتیویته جذب شده توسط زنون و ساماریوم بین ۲ تا ۳ درصد متغیر است. پس از خاموشی راکتور، راکتیویته زنون چندبرابر افزایش می‌یابد که پیک معروف را در حدود ۱۱ ساعت، نشان می‌دهد.

۲-۲-۲-۶- بالانس راکتیویته

با لحاظ اثرات ذکر شده بر راکتیویته، بالانس راکتیویته یک نیروگاه آب تحت فشار مشابه جدول شماره ۲ است. استفاده از جاذب مصرفی در قلب برای جبران راکتیویته فرسایش سوخت، برای سیکل اول سوخت به کار می‌رود و به طور قابل توجهی نیاز به جبران کردن راکتیویته توسط سموم محلول را کاهش می‌دهد.

جدول شماره ۲: بالانس راکتیویتهٔ یک نیروگاه آب فشرده

Motivation	Reactivity (%)	
	Rods	Boron
Cold shutdown (variation between hot and cold core)		2
Doppler	2.2	
Xenon	2.2	
Samarium	0.8	
Operation margin	0.8	
Fuel burn-up (life)		9

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۲-۳- توضیح مفهومی برخی حوادث با مثال‌های نوعی

۲-۳-۱- مثال حوادث گروه ۲: بازشدن اشتباه شیر اطمینان فشارنده

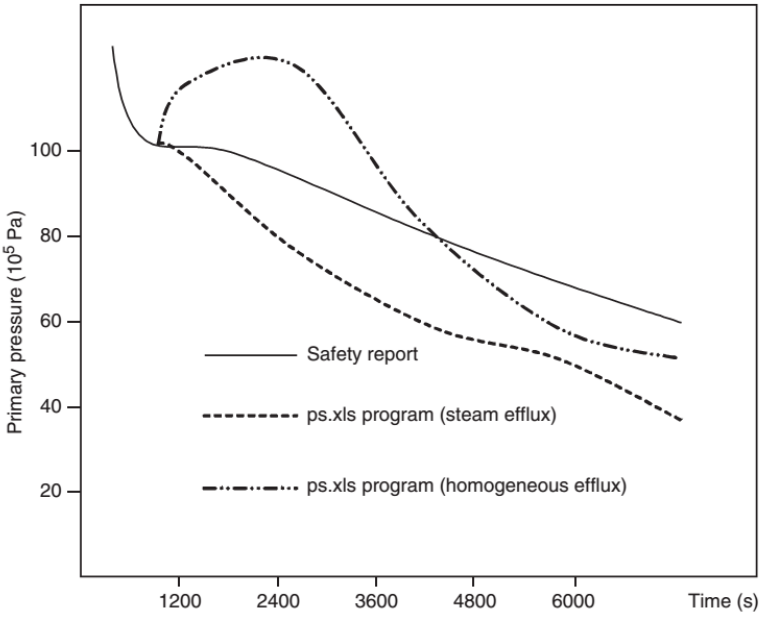
در این سناریو فرض می‌شود که شیر اطمینان فشارنده، باز شده و طی عملکرد راکتور در توان کامل، باز می‌ماند. تحلیل ارائه شده در ادامهٔ برای یک راکتور ۱۰۰۰ مگاواتی می‌باشد، اما برای هر راکتور آب تحت فشار قابل تعمیم است. پس از باز شدن شیر، فشار مدار اولیه به سرعت شروع به کاهش می‌کند، تا اینکه مخلوط آب و بخار موجود در فشارنده به دما و فشار پایهٔ گرم می‌رسد. شیر اطمینان فشارنده، مساحت مقطع کوچکی دارد و خروج سیال از فشارنده حدود ۶۰۰ ثانیه طول می‌کشد. در ادامه، کاهش فشار کل سیستم اولیه، طبق شکل ۶ ادامه می‌یابد. با رسیدن به فشار ۱۰/۹۳ مگاپاسکال، سیگنال خاموشی بدلیل فشار کم، راکتور را خاموش می‌کند. در این فشار، پمپ‌های سیستم تزریق ایمنی به صورت خودکار وارد عمل می‌شود. به صورت محافظه‌کارانه فرض می‌شود که تنها یک پمپ تزریق فشار بالا، عمل می‌کند. نرخ جریان تزریق در ابتدا برابر ۲۰ کیلوگرم بر ثانیه است و هنگامی که فشار اولیه به ۵ مگاپاسکال کاهش یابد، تا ۴۵ کیلوگرم بر ثانیه افزوده می‌شود. در ادامهٔ کاهش فشار مدار اولیه، انباره‌های ایمنی و پمپ‌های تزریق فشار پایین، شروع به کار می‌کنند. طی سناریوی این حادثه، انتقال حرارت از میله‌های سوخت به آب، معمولاً به آستانهٔ نهایی جوشش هسته‌ای که شرایط جوشش فیلمی است، نمی‌رسد. به عبارت دیگر، نسبت DNB (یا نسبت خشک شدن) با لحاظ حدود ایمنی، هرگز کمتر از ۱ نمی‌شود. در این گذره، حداکثر دمای غلاف سوخت حدود ۸۴۳ کلوین است که کمتر از حد تعیین شدهٔ ۱۴۷۷ کلوین می‌باشد. سایر معیارهای تعیین شده در ادامه ارائه شده است:

- حداکثر اکسیدشدن غلاف در قلب ۱۷ درصد،
- کمتر از یک درصد از کل فلز غلاف، با آب واکنش دهد که این واکنش منجر به تولید هیدروژن می‌شود،
- تغییرات هندسه قلب در اثر اثرات حرارتی و مکانیکی (تورم در اثر خزش) در حد ممانعت از قابلیت خنک‌شدن نباشد.

شرایط قلب راکتور در این حادثه، به هیچ یک از این حدود نمی‌رسد و پایین‌ترین مخاطرات در بین حوادث مبنای طرح ایجاد خواهد شد. در طول سناریوی حادثه، هنگامی که شرایط اشباع سیستم اولیه فرا می‌رسد (پس از ۶۰۰ ثانیه)، کیفیت متوسط مخلوط آب و بخار، همواره در مقدار کمی باقی می‌ماند.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

طبیعی است که اگر مانند حادثه تری مایل آیلند، سیستم تزریق ایمنی خاموش باشد، حادثه می‌تواند منجر به شروع ذوب قلب شده و رویدادهای پس از آن ادامه یابد.



شکل ۶: تغییرات فشار سیستم اولیه در حادثه بازشدن نابجای شیر اطمینان فشارنده

۲-۳-۲- مثال حوادث گروه ۳: قطع همزمان توان همه پمپ‌های اولیه

در این سناریو فرض می‌شود که حادثه در توان کامل شروع می‌شود و چند مرحله را همراه با کاهش سرعت مستمر پمپ‌ها طی می‌کند. عامل آغازگر می‌تواند تنها قطع آنی کل منابع توان الکتریکی خارجی باشد. به سرعت با کاهش سرعت گردش اولیه، سیگنال خاموشی راکتور تولید و عمل می‌کند (زیر دو ثانیه). دمای آب در مدار اولیه، همانند فشار، در ابتدا شروع به افزایش و پس از خاموشی راکتور، شروع به کاهش می‌نماید. انتقال حرارت از مدار ثانویه، با قطع توربین همزمان با اسکرم، توسط انتقال بخار به اتمسفر ادامه می‌یابد. در صورتی‌که قطع توان سراسری باشد، کندانسور قابل استفاده نخواهد بود. شیرهای اطمینان و شیر انتقال بخار طی چند ثانیه از ابتدای حادثه باز می‌شوند. طی ثانیه‌های اول حادثه، خطر بزرگ کاهش نسبت DNB و آسیب دیدن سوخت وجود دارد. منحنی نرخ جریان خنک‌کننده در خاموشی پمپ وابسته به اینرسی چرخ طیار پمپ است و می‌تواند از این خطر ممانعت کند. در این سناریو فرض می‌شود که پس از نیم ساعت، اپراتور کنترل نیروگاه را به دست می‌گیرد و سرمایش راکتور را با فعال‌سازی دستی پمپ‌های تزریق ایمنی فشار بالا و کنترل نرخ جریان توسط شیرهای کنترلی مربوطه انجام می‌دهد. در آغاز حادثه، با دریافت سیگنال افت ولتاژ، دیزل ژنراتورهای اضطراری به صورت خودکار شروع به کار می‌کنند و با رسیدن به ولتاژ و فرکانس کاری، همهٔ بارهای اضطراری به آنها متصل می‌شوند.

همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۲-۳-۳- مثال حوادث گروه ۴: شکست خط بخار اصلی

در این سناریو فرض می‌شود یکی از خطوط خروجی از مولد بخار، به صورت ناگهانی می‌شکند. بر اساس موقعیت شکست، شرایط اولیه راکتور و خرابی‌های فرض شده، حوادث مختلفی قابل تصور است. به طور عمومی، تشکیل سریع خلأ در مولد بخار پیامدهای زیر را به همراه دارد:

- کاهش دمای اولیه و افزایش قابل توجه راکتیویته قلب، در اثر ضریب راکتیویته دمای کندکننده و افزایش شار نوترون و گرمایش زیاد غلاف سوخت و افزایش فشار مدار اولیه از پیامدهای این حادثه هستند. در این شرایط با توجه به این فرض که میلهٔ کنترل با بیشترین ارزش، عمل نمی‌کند و نیز ضرایب قلهٔ شار نوترون بزرگ هستند، با این حال، افزایش خلأ در نزدیکی این میلهٔ کنترل، جبران‌کننده افزایش راکتیویته است.
- افزایش فشار اتاقی که شکست در آن اتفاق می‌افتد.
- انتشار محصولات پرتوزا در اثر نشت از مدار اولیه به ثانویه، با وجود کم بودن (چند کیلوگرم در دقیقه)، باید همواره لحاظ شود. این شرایط، با خرابی محتمل سوخت طی گذره‌های پس از شکست، وخیم‌تر می‌شود.

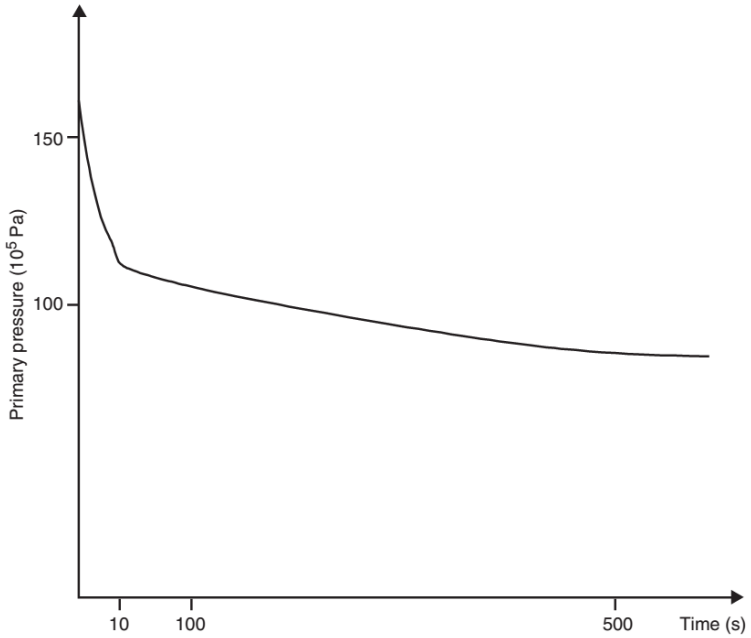
این حادثه برای موقعیت‌های مختلف شکست خط بخار، مانند قبل یا بعد شیر ایزوله کننده، داخل یا خارج محفظه ایمنی تحلیل می‌شود. شرایط اولیهٔ مختلف (توان کامل یا خاموشی گرم) و نیز خرابی‌های اضافی مختلف (قطع برق خارجی، عمل نکردن میله کنترل با بیشترین ارزش و ...) محتمل هستند. برخی از این شرایط، پتانسیل بیشتری برای آسیب به سوخت ایجاد می‌کنند و برخی دیگر آسیب بیشتری از لحاظ افزایش فشار مدار اولیه و یا پیامدهای رادیولوژیکی خارجی ایجاب می‌کنند. به منظور درک شرایط مختلف ممکن، توجه به نکات زیر باید مورد توجه قرار گیرند:

- مدت زمان چند ثانیه (حدود ۱۰ ثانیه) طول می‌کشد تا شیر ایزوله کننده بسته شود و در این زمان مقدار آب قابل توجهی می‌تواند از مولد بخار، خارج شود. باید فرض شود که این آب آلوده است، چراکه نشت از مدار اولیه به ثانویه طی عملکرد نرمال نیروگاه اجتناب‌ناپذیر است. همچنین لازم به یادآوری است که مدار اولیه حاوی هزاران گیگابکرل ید ۱۳۱ و مدار ثانویه تنها چند ده گیگابکرل از آن است.
- یک محدودکننده جریان، مانند لوله ونتوری معمولاً در خروجی هر مولد بخار نصب شده است که سطح خروج معادل را تا حدود یک سوم مقدار واقعی آن کاهش می‌دهد.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

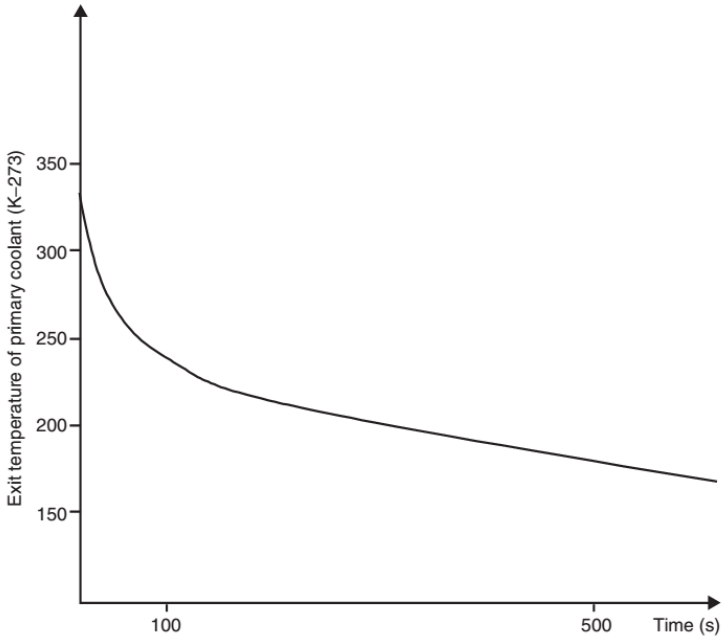
- تزریق آب حاوی بور زیاد، توسط پمپ‌های سیستم تزریق فشار بالا، پس از فعال شدن، چند ده ثانیه تأخیر زمانی دارد که ناشی از اینرسی پمپ‌ها و خروج آب از مخزن‌های حاوی آن است.
- در کنار محصولات رادیواکتیو موجود در آب از ابتدا، حادثهٔ انتشار مواد رادیواکتیو از المان‌های سوخت قابل وقوع است. این حادثه در صورتی که نسبت DNB به کمتر از حد ایمنی ۱/۳ برسد، رخ می‌دهد. این انتشار حاوی محصولات پرتوزای داخل گپ بین سوخت و غلاف است که به صورت محافظه‌کارانه برابر ۱۰ درصد کل موجودی محصولات فرّار میلهٔ سوخت، مانند گازهای نجیب، ید و سزیم فرض می‌شود.
- وابسته به مشخصات خاص راکتور، مانند حجم آب مدارهای اولیه و ثانویه و داخل فشارنده، سیگنال‌های اسکرم و سیگنال‌های ایزوله‌سازی و ...، وخیم‌ترین گذره ممکن قابل تغییر است.

شکل‌های زیر رفتار برخی از پارامترها برای حوادث شکست خط بخار را نشان می‌دهد. همانگونه که مشاهده می‌شود، حادثه با کاهش سریع فشار و دما در مدار اولیه و در اثر آن تنش‌های حرارتی قابل توجه در سازه‌ها همراه است. فشار محفظه ایمنی نیز ممکن است به حد قابل توجهی برسد. دوز خارجی ممکن است تا حد ۱ سیورت برای تیروئید یک فرد به مدت دو ساعت در معرض قرارگیری باشد که در آستانه ناحیه ممنوع است.

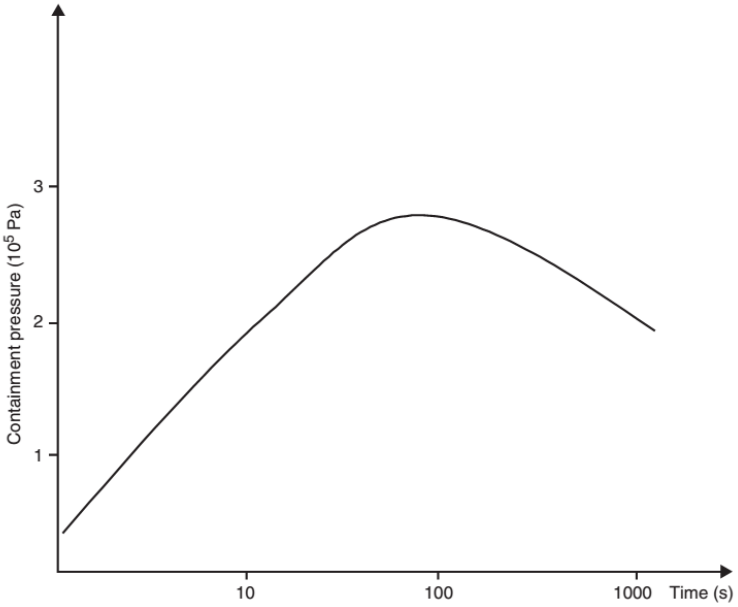


شکل ۷: تغییرات فشار اولیه در حادثه شکست در خط لولهٔ اصلی بخار

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.



شکل ۸: دمای خروجی قلب در حادثه شکست در خط لولهٔ اصلی بخار



شکل ۹: فشار محفظهٔ ایمنی در حادثه شکست در خط لولهٔ اصلی بخار

۲-۳-۴- مثال حوادث گروه ۴: خروج ناگهانی یک میلهٔ کنترل از قلب

این حادثه ممکن است در صورتی‌که یک میلهٔ کنترل در اثر فشار سیستم اولیه از محفظه راکتور به محفظه ایمنی پرتاب شود، رخ دهد. این حادثه از روزهای اول استفاده صلح‌آمیز از انرژی هسته‌ای، در دسته حوادث مبنای طرح قرار داشت. اقدامات مربوط به این حادثه شامل موارد زیر است:

همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

- یک رویه برای مدیریت موقعیت میله‌های کنترل در قلب که حداکثر راکتیویته مرتبط با خروج یک میلهٔ کنترل را محدود کند. این محدودیت‌ها به گونه‌ای است که پیامدهای خروج ناگهانی میله کنترل بر سوخت، ویرانگر نباشد (آنتالپی میانگین در گرم‌ترین نقطهٔ آسیب‌دیده ترین میلهٔ سوخت کمتر از ۱/۱۷ مگاژول بر کیلوگرم باشد.)
- حفاظت از دیواره محفظهٔ ایمنی در برابر آسیب ممکن ناشی از پرتابه (هاوسینگ میلهٔ کنترل)؛ معمولاً با یک حفاظ استیل و یا با یک حفاظ بتونی مستقر در بالای مجموعهٔ هاوسینگ‌های میله‌های کنترل انجام می‌شود.

به طور کلی می‌توان تضمین داد که راکتیویتهٔ اضافی حاصل از خروج ناگهانی میلهٔ کنترل، حدود ۰/۱۵ درصد است، ولی در هر حالت این مقدار کمتر از ۰/۶ درصد است که می‌تواند بحرانیت ناگهانی ایجاد کند. حادثهٔ راکتیویته با ضریب داپلر، مهار و با اسکرم راکتور، متوقف می‌شود. به طور تقریبی، آسیب دیدن ۱۰ درصد سوخت محتمل است و دوز مؤثر کل بدن خارج از نیروگاه ممکن است به ۱۰ تا ۲۰ میلی سیورت در دو ساعت برسد.

انتشار مواد رادیواکتیو از نیروگاه در اثر نشت‌های محفظهٔ ایمنی و یا از نشت‌های بین اولیه و ثانویه و سیستم انتقال بخار محتمل است. فشار محفظه ایمنی در اثر نشت مایع مدار اولیه، افزایش می‌یابد. امکان انتشار از سیستم ثانویه، ناشی از باز شدن شیرهای ایمنی و اطمینان وجود دارد. توان راکتور در طول حادثه، ممکن است در مدت بسیار کوتاهی، به ۲۰۰ تا ۴۰۰ درصد توان نامی برسد که مقدار حداکثر برای حالت توان صفر اولیه می‌باشد.

تحلیل سناریوی این حادثه، توسط کدهای کامپیوتری مناسبی انجام می‌شود که قادر به شبیه‌سازی سینتیک نوترونی چندبعدی و رفتار ترموهیدرولیکی سوخت و سیستم خنک‌کننده راکتور باشند.

۲-۳-۵- مثال حوادث گروه ۴: شکست بزرگ‌ترین لوله در سیستم اولیه (شکست بزرگ)

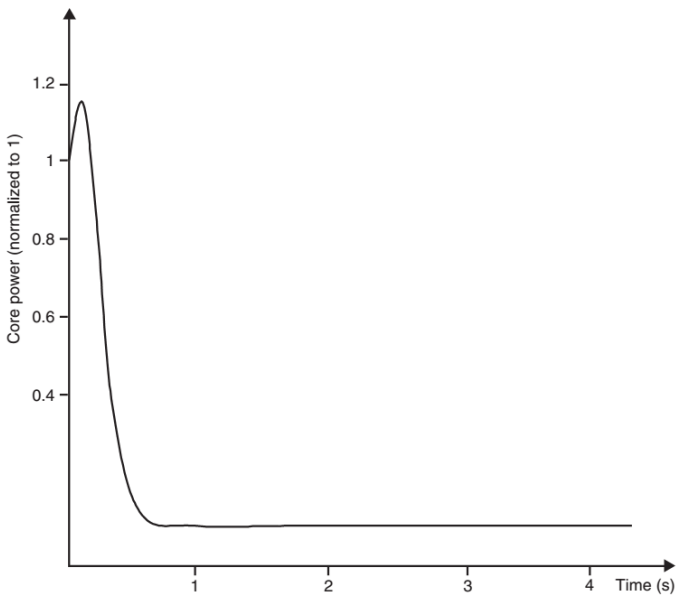
از روزهای ابتدایی تولید توان هسته‌ای تاکنون، این حادثه به عنوان جدی‌ترین حادثه مبنای طرح در نظر گرفته می‌شده است، به گونه‌ای که تدارک بخش بزرگی از سیستم‌های ایمنی نیروگاه را موجب شده است. تجارب بهره‌برداری و مطالعات احتمالاتی نشان می‌دهند که بزرگ‌ترین ریسک حوادث وخیم (حوادث با مخاطرات بیش از حوادث مبنای طرح) از توالی حوادث دیگر ناشی می‌شود. به خصوص، یک شکست در خط کوچک تجهیزات اندازه‌گیری در پایین محفظه راکتور بسیار خطرناک است. در واقع در این حالت، شکست اجازه می‌دهد که آب، نشت کرده و فشار سیستم اولیه، نسبتاً به آرامی کاهش یابد، تا اینکه جرم زیادی از خنک‌کننده از دست می‌رود. سیستم‌های تزریق ایمنی، ممکن است در برخی از راکتورها هنگامی که فشار مدار اولیه بالا باقی می‌ماند و با این حال سطح آب داخل قلب راکتور کاهش می‌یابد، به درستی عمل نکنند و

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

المان‌های سوخت، بدون پوشش خنک‌کننده مانده و فوق گرم شوند. اگر شکست کوچک در بخش بالای سیستم اولیه رخ دهد، شرایط بسیار متفاوت است. در این حالت، بخار از محل شکست خارج می‌شود و فشار مدار اولیه به سرعت کاهش می‌یابد و آب مایع در اثر سرمایش سریع و کاهش فشار، تبخیر می‌شود. در فشار پایین، همهٔ سیستم‌های تزریق ایمنی فعال شده و آب را به داخل مدار اولیه، تزریق کرده و سرمایش قلب انجام می‌شود.

در شکست بزرگ، یک کاهش بسیار سریع فشار رخ می‌دهد و مدار اولیه در حدود ۱۵ تا ۲۰ ثانیه تقریباً همهٔ آب خود را از دست می‌دهد و تنها بخش کمی از آن در دمای پایین، در بخش پایین محفظه راکتور، باقی می‌ماند. در ادامه، راکتور خاموش می‌شود (حتی اگر در ابتدا توان در اثر ضریب راکتیویته مثبت خلأ افزایش یابد) و تزریق آب از انباره‌ها و سپس از طریق پمپ‌های فشار بالا و پایین آغاز می‌شود. پس از گذشت چند ده ثانیه، قلب راکتور پر از آب تزریق شده می‌شود، در این هنگام، سوخت به بدترین شرایط خود در طول حادثه رسیده است. سپس قلب با یک روند پایا خنک می‌شود. سپس، اپراتور روند سرمایش بلندمدت را آغاز می‌کند.

در این حادثه، فشار محفظه ایمنی افزایش می‌یابد. این افزایش فشار، برای فاز غرق‌سازی قلب در آب، مطلوب است، بنابراین محاسبات حادثه در قلب، با در نظر گرفتن حداقل افزایش فشار محفظه ایمنی که در اثر عمل‌کردن اسپری محفظه ایمنی حاصل می‌شود، انجام می‌گردد.

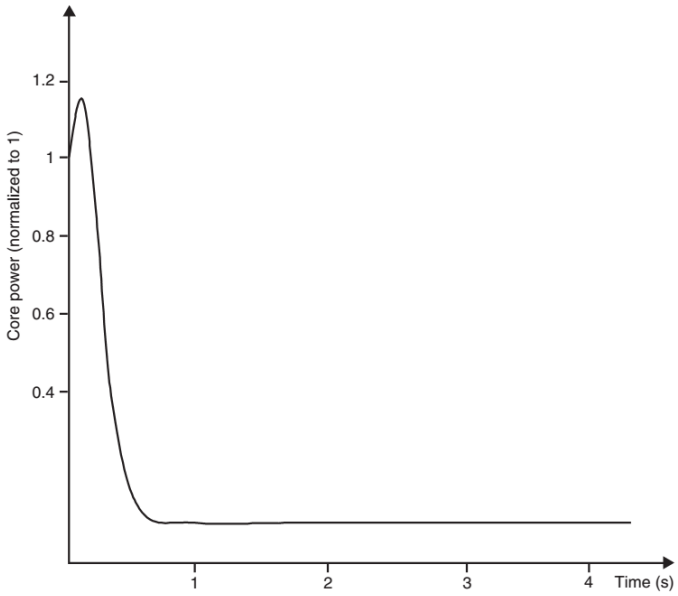


در

شکل ۱۰: توان قلب در حادثه شکست بزرگ

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

جدول شماره ۳، توالی رویدادهای یک حادثه شکست آمده است. شکل ۱۰ تا شکل ۱۵ پدیده‌های مهم گذره و پارامترهای بحرانی را نشان می‌دهند. در این شکل‌ها، دشواری نگه‌داشت یک سطح بالای مخلوط آب و بخار در قلب، مشهود است. حضور قلهٔ دوم دمای غلاف، یک پیامد این پدیده است.

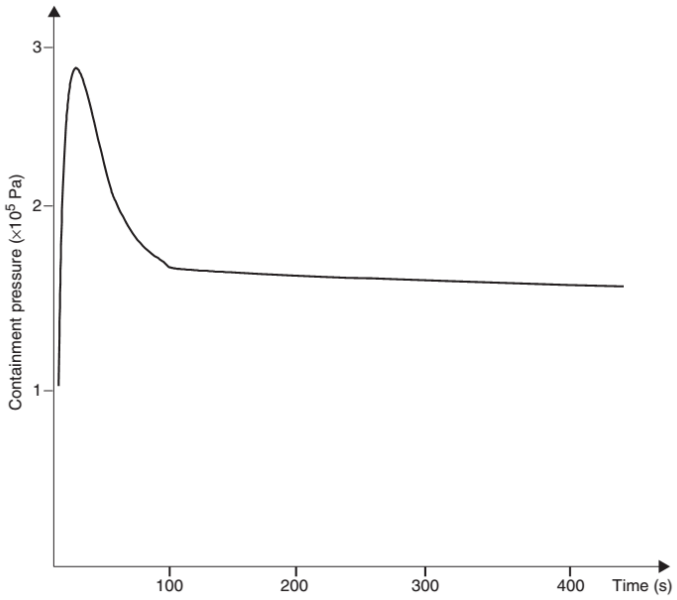


شکل ۱۰: توان قلب در حادثه شکست بزرگ

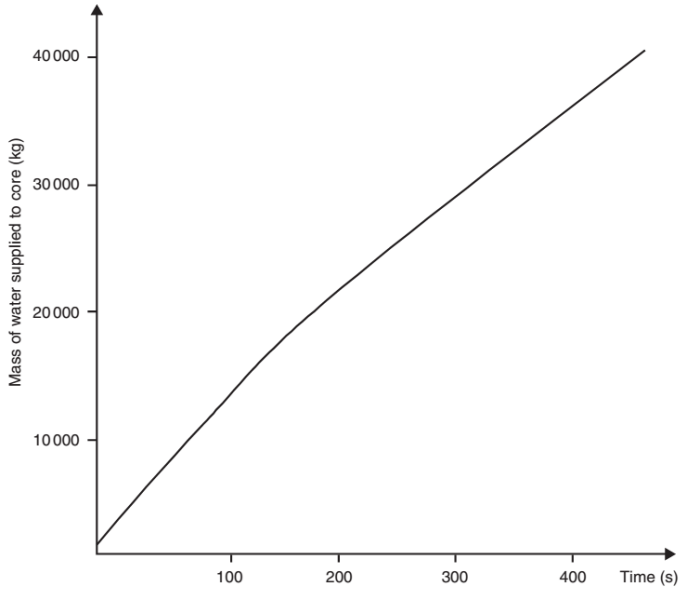
جدول شماره ۳: توالی رویدادهای یک حادثه شکست بزرگ

Event	Value	Time (s)
Break		0
Peak power	114%	0.2
Pressurizer pressure at scram actuation and initiation of safety injection	10.9 MPa (abs)	10
Scram and safety injection signal		11
Accumulator discharge starts	4.1 MPa (abs)	15
Core re-flood starts		30.7
Maximum secondary pressure	8.4 MPa (abs)	5.4
HPSI injection start		31
Accumulator voiding		78
LPSI injection start		31
Clad temperature peak	1423 K	300
Signal of actuation of recirculation from containment bottom		1500–7000

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

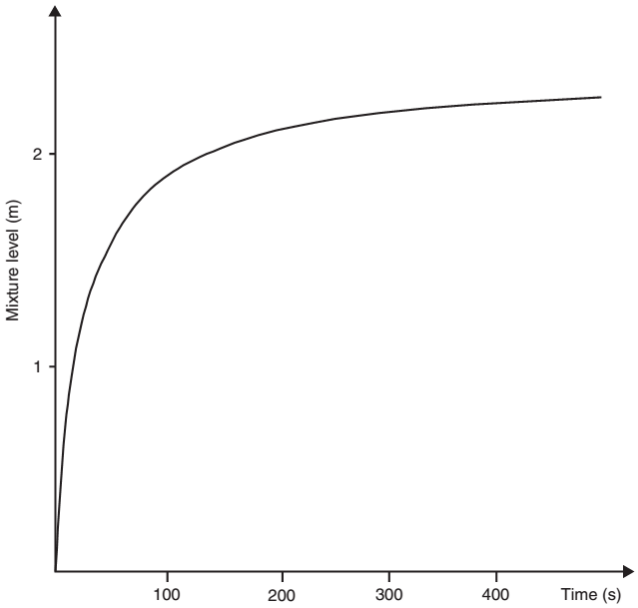


شکل ۱۱: فشار محفظهٔ ایمنی در حادثه شکست بزرگ

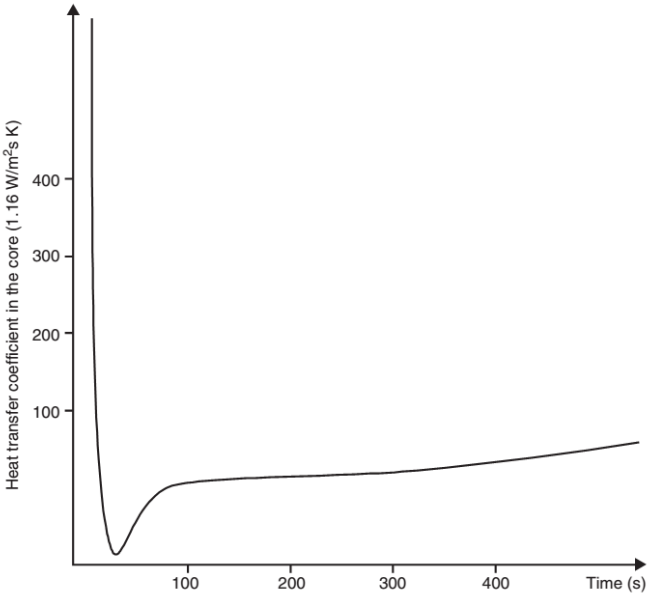


شکل ۱۲: جرم آب تزریق شده به قلب طی مرحلهٔ غرق‌سازی در حادثه شکست بزرگ

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

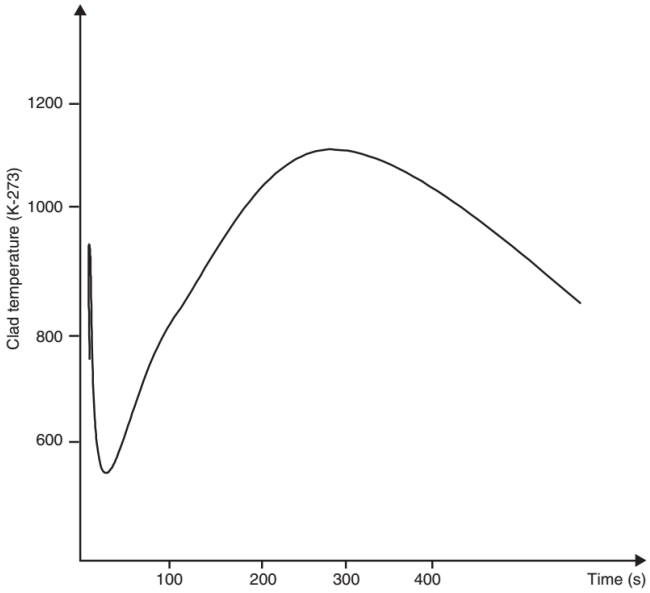


شکل ۱۳: سطح مخلوط آب و بخار در قلب طی مرحلهٔ غرق‌سازی در حادثه شکست بزرگ



شکل ۱۴: ضریب انتقال حرارت در داغ‌ترین موقعیت قلب در حادثهٔ شکست بزرگ

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.



شکل ۱۵: قلهٔ دمای غلاف سوخت در حادثهٔ شکست بزرگ

۲-۳-۶- مثال حوادث گروه ۴: حادثه در جابجایی سوخت

این حادثه یکی از جدّی‌ترین حوادث مبنای طرح است، چراکه اگرچه تنها در مورد یک المان سوخت است، اما ممکن است در خارج محفظهٔ ایمنی و در ساختمان سوخت که دارای سیستم محفظهٔ دینامیکی حاوی دمنده‌ها و فیلترها است، رخ دهد و با انتشار خارجی قابل توجهی، همراه باشد. در این حادثه، فرض می‌شود طی جابجایی مجتمع سوخت مصرف شده، این المان در استخر بر روی ردیف مجتمع‌های سوخت مصرف شده، سقوط کرده و آسیب ببیند و همهٔ محصولات پرتوزای داخل گپ (۱۰ درصد همهٔ محصولات فرّار همهٔ میله‌های سوخت) منتشر شود. این فرضیات، محافظه‌کارانه بوده و معمولاً ثابت می‌شود که بیش از ۳۰ درصد میله‌های سوخت، آسیب نمی‌بینند.

ضریب آلودگی ید در استخر آب، برابر ۱۰۰ فرض می‌شود و ضریب آلودگی ید ارگانیک و غیرارگانیک در فیلتر کربن فعال ۵ سانتی‌متری، به ترتیب برابر ۱۰ و ۱/۵ فرض می‌شود. با این فرضیات، دوز مؤثر کل بدن که به مدت دو ساعت در معرض ناحیهٔ آلوده قرار می‌گیرد، ممکن است حدود ۵ میلی سیورت باشد، که این مقدار قابل توجهی است.

۲-۳-۷- حوادث محیطی

به حوادث سرچشمه گرفته شده از داخل نیروگاه که کل منطقهٔ تأسیسات نیروگاه را تحت تأثیر قرار می‌دهند، حوادث محیطی گفته می‌شود. به ویژه آتش‌سوزی‌ها و سیل‌های داخلی که نوعاً با شکست‌های خطوط لوله سیستم تأمین آب آغاز

همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

می‌شوند. جداسازی فیزیکی بخش‌های افزونهٔ سیستم‌های پشتیبانی نیروگاه، معمولاً یک اقدام دفاعی اساسی در برابر پیامدهای این رویدادها می‌باشد.

تجربیات بهره‌برداری، امکان وقوع حوادث عجیب و غریب از این نوع را تأیید می‌کنند. به عنوان مثال، قطع کامل تأمین‌کننده‌های برق خارجی ناشی از آتش‌سوزی یک علف‌زار، که بیشتر و بیشتر شده و به ناحیه نیروگاه رسیده است، یک نمونه از این دست می‌باشد. آتش، سیستم آتش‌نشانی را فعال می‌کند و جداسازی برق نیروگاه از خارج انجام می‌شود.

بررسی صحیح ریسک‌های مرتبط با هر نیروگاه خاص، ممکن است همهٔ حوادث ممکن را آشکار کند و پیشنهاد مقتضی برای اقدامات مهار و یا مدیریت حادثه را ارائه دهد.

۲-۳-۸- حوادث ورای طراحی

در طی مباحثات تاریخی در زمینهٔ ایمنی هسته‌ای، نیاز به مطالعه برخی حوادث ایجاد شده است. این حوادث به دلیل احتمال وقوع پایین، در دستهٔ حوادث مبنای طرح، قرار نمی‌گیرند و نیز، چون منجر به آسیب شدید قلب نمی‌شوند، جزء حوادث وخیم نیستند. در این حوادث، به کارگیری ممنوعیت‌های ویژه و اقدامات مهارکننده، بررسی می‌شود. به دلیل احتمال کم وقوع این حوادث، محدوده‌های ایمنی مربوطه کوچک‌تر از محدوده‌های ایمنی حوادث مبنای طرح است. حوادث مهم این دسته عبارتند از:

- گذره‌های بدون خاموشی راکتور،
- قطع کامل توان الکتریکی داخلی و خارجی.

به طور مشابه، حوادث عمدی نشأت گرفته از فعالیت انسان نیز، در این گروه قرار می‌گیرند و به روشی مشابه بررسی می‌شوند.

۲-۳-۹- حوادث نشأت گرفته از نیروگاه

در حوادث مورد انتظار بدون خاموشی، معمولاً یک سیستم خاموشی سریع افزونه، در نظر گرفته می‌شود. برای غلبه بر حادثهٔ قطع کامل توان الکتریکی، نیاز به کاهش فشار عمدی سیستم اولیه به همراه تزریق آب است. این دو نمونه، از قبیل حوادثی هستند که در اثر شرایط نیروگاه نشأت گرفته و روی می‌دهند.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۲-۳-۱۰- حوادث ناشی از اقدامات عمدی انسانی

طیف حالت‌های لحاظ شده در قالب محافظت در برابر این نوع از حوادث، در بین کشورها متفاوت است. معمولاً در همهٔ حالت‌ها، حفاظت در برابر ورود ناخواسته به نیروگاه، با استفاده از اقدامات کنترلی در دسترس، انجام می‌شود و سایر محافظت‌ها در برابر برخورد هواپیما و صدمات خارجی و امواج فشاری در نظر گرفته می‌شود.

۲-۳-۱۱- حوادث خارجی طبیعی

حوادث ناشی از زمین‌لرزه‌ها، طوفان‌ها و سیل باید در این بخش مورد بررسی قرار گیرند. محافظت در برابر سیل باید در انتخاب و توسعه سایت لحاظ شود. همچنین مطالعه اثرات شکست سدهای مجاور نیروگاه ضروری است. سایر رویدادهای ممکن باید بر اساس شرایط ویژه جغرافیایی هر نیروگاه، بررسی شوند.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۳- معرفی تحلیل حوادث نیروگاه هسته‌ای بوشهر

۳-۱- نمای کلی

در این بخش، تشریح تحلیل ایمنی یقینی انجام شده در مستندات نیروگاه هسته‌ای بوشهر ارائه می‌شود که مشتمل بر کلیاتی در زمینه تحلیل ایمنی یقینی، معرفی نحوهٔ تقسیم‌بندی حوادث، روش‌های تحلیل ایمنی، دسته‌بندی رویدادهای آغازگر، معیارهای پذیرش به طور عام و خاص هر حادثه، ملاحظات شرایط اولیه و شرایط مرزی، معرفی فرایندهای تحلیل ایمنی، سیستم‌های حفاظتی و ایمنی نیروگاه و نهایتاً معرفی انواع حوادث بررسی شده در مستند SAR نیروگاه می‌باشد.

۳-۱-۱- تحلیل ایمنی یقینی

تحلیل ایمنی یقینی، به صورت مؤثر توالی رویدادهای (سناریوهای) حاصل از پاسخ سیستم‌ها و سازه‌های نیروگاه، به رویدادهای آغازگر محتمل را تعیین می‌کند. بر اساس میزان پیامدهای منفی محتمل و احتمال روی‌دادن، لیست حالت‌های طراحی به گروه‌هایی با اصول مختلف تحلیل، و معیارهای پذیرش مختلف، تقسیم می‌شوند:

گروه ۱- شرایط حالت پایا و مودهای عملکردی نرمال،

گروه ۲- شرایط خرابی مورد انتظار (مودهایی با فرکانس وقوع بیش از $۱۰^{-۲}$ رویداد در سال) در بدترین حالت؛ این مودها می‌توانند منجر به خاموشی راکتور شوند که در نتیجهٔ آن، عملکرد نیروگاه می‌تواند پس از رفع اشکال، از سر گرفته می‌شود. این مودها، پتانسیل رشد و ایجاد مودهای وخیم‌تر را نداشته و به مودهای گروه ۳ و ۴ منجر نمی‌شوند.

گروه ۳- شرایط حادثه با فرکانس وقوع در محدودهٔ $۱۰^{-۲}$ تا $۱۰^{-۴}$رویداد در سال (خرابی میله‌های سوخت در حد نهایی خود، به مقدار کمتر از ۱ درصد کل تعداد المان‌های سوخت در این گروه، محتمل است.)

گروه ۴- شرایط حادثه با فرکانس وقوع در محدودهٔ $۱۰^{-۴}$ تا $۱۰^{-۶}$ رویداد در سال (این مودها وخیم‌ترین حالت‌های مودهای مبنای طرح هستند که باید برای آنها اقدامات حفاظتی در طراحی نیروگاه صورت پذیرد. خرابی میله‌های سوخت در حد نهایی خود، به مقدار کمتر از ۱۰ درصد کل تعداد المان‌های سوخت در این گروه، محتمل است.)

بنابراین تقیسم‌بندی، یک تحلیل ایمنی با رویکرد تأیید تمهیدات طراحی برای سیستم‌های ایمنی و سیستم‌های مهم برای ایمنی و نیز تأیید این واقعیت که طراحی نیروگاه، الزامات انتشار مواد پرتوزا و محدوده‌های دوز ناشی از تشعشع را رعایت می‌کند و تأیید لحاظ مفهوم اصل دفاع عمقی در طراحی، انجام می‌شود. الزامات انتشار مواد پرتوزا و محدوده‌های دوز ناشی

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

از تشعشع توسط مستندات سازمان نظام ایمنی برای مود مبنای طرح تعیین می‌شوند. علاوه بر ملاحظات در نظر گرفته شده در طراحی، تحلیل حوادث ورای طراحی نیز در گزارش SAR ارائه می‌شود.

۳-۱-۲- روش‌های تحلیل ایمنی

۳-۱-۲-۱- روش‌های تحلیل ایمنی در شرایط طراحی گروه‌های ۲، ۳ و ۴

تحلیل ایمنی در شرایط طراحی گروه‌های ۲، ۳ و ۴، شرحی از نتایج محاسبات مرتبط ارائه می‌کند. تحلیل ایمنی برای این مودها از منظر نشان‌دادن تلورانس طراحی، با لحاظ خرابی‌ها در سیستم‌های مختلف، مانند کارایی و کفایت سیستم‌های ایمن طراحی شده، انجام می‌شود.

ارزیابی ایمنی نیروگاه، شامل تحلیل رفتار سیستم‌ها و سازه‌های نیروگاه در برابر رویدادهای آغازگر محتمل است. تحلیل به منظور تعیین توالی رویدادها (سناریوها) و شرایط وقوع آنها، با لحاظ رویکرد محافظه‌کارانه برای تعریف شرایط اولیه و مرزی که می‌توانند منجر به بدترین پیامدها نسبت به معیارهای پذیرش مرتبط شوند، انجام می‌شود. بنابراین، ارزیابی ایمنی شامل مقایسهٔ نتایج تحلیل مودهای طراحی گروه‌های ۲، ۳ و ۴ با معیارهای پذیرش تعیین شده است. تطابق با معیارهای پذیرش، یک پیش‌نیاز ضروری برای اثبات ایمنی طراحی در برابر خرابی‌ها در سیستم‌های مختلف و کارایی سیستم‌های ایمنی طراحی شده است. لیست و طبقه‌بندی رویدادهای آغازگر، معیارهای پذیرش، شرایط اولیه و مرزی در بخش ۳-۲ ارائه می‌شوند.

۳-۱-۲-۲- روش‌های تحلیل ایمنی در شرایط حوادث ورای طراحی بدون ذوب قلب

تحلیل ایمنی حوادث ورای طراحی، شرحی از نتایج محاسبات مرتبط با حوادث ورای طراحی ارائه می‌کند و با رویکرد تأیید قابلیت طراحی برای مهار پیامدهای حوادث خاص ورای طراحی، انجام می‌پذیرد.

ارزیابی ایمنی، شامل مقایسه نتایج تحلیل‌های حوادث ورای طراحی حاصل از به کارگیری رویکرد واقع‌گرا برای تعریف شرایط اولیه و مرزی نسبت به معیارهای پذیرش است. مقایسه با معیارهای پذیرش یک پیش‌نیاز ضروری برای تأیید کارایی سیستم‌های به کار رفته برای مدیریت حوادث ورای طراحی است. انحراف از معیارهای پذیرش برای حوادث ورای طراحی، یک دلیل برای توسعه مقیاس‌های مدیریت حوادث ورای طراحی است. لیست حوادث ورای طراحی بدون ذوب قلب و معیارهای پذیرش در بخش‌های بعدی ارائه می‌شوند.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۳-۲- لیست و دسته‌بندی رویدادهای آغازگر مورد انتظار، معیارهای پذیرش، شرایط اولیه و مرزی

۳-۲-۱- دسته‌بندی رویدادهای آغازگر

ارزیابی ایمنی نیروگاه هسته‌ای شامل تحلیل رفتار نیروگاه، تحت انحرافات قابل انتظار پارامترها و خرابی‌های قابل پیش‌بینی تجهیزات است. این تحلیل‌ها در فصل تحلیل حوادث گزارش تحلیل ایمنی نیروگاه به منظور نشان‌دادن پیامدهای چنین رویدادهایی از نقطه نظر ارزیابی قابلیت ذاتی نیروگاه در مهار چنین خرابی‌ها و شرایط و نیز محدودسازی پیامدهای آنها است. در نیروگاه بوشهر، گروه‌بندی رویدادهای آغازگر حوادث، به صورت زیر لحاظ می‌شود:

- گروه ۲- شرایط خرابی مورد انتظار (با فرکانس وقوع در محدودهٔ $10^{-2} < f < 1$ در سال)
- گروه ۳- حوادث مبنای طراحی (با فرکانس وقوع در محدودهٔ $10^{-4} < f < 10^{-2}$ در سال)
- گروه ۴- حوادث مبنای طراحی (با فرکانس وقوع در محدودهٔ $10^{-6} < f < 10^{-4}$ در سال)
- حوادث ورای مبنای طراحی (با فرکانس وقوع در محدودهٔ $f < 10^{-6}$ در سال)

حوادث گروه ۲، مربوط به شرایطی از نیروگاه هسته‌ای است که با فرکانس بیشتر از $۱۰^{-۲}$ بار در سال به ازای یک راکتور رخ می‌دهند. حوادث این گروه، در بدترین حالت، ممکن است منجر به خاموشی راکتور شوند و پس از آن، فعالیت نیروگاه از سر گرفته می‌شود. چنین شرایطی منجر به ایجاد خرابی‌های بیشتر، مانند شرایط طراحی حوادث گروه ۳ و ۴ نمی‌شوند.

حوادث گروه ۳، مربوط به شرایطی از نیروگاه هسته‌ای است که ممکن است با فرکانس بین $۱۰^{-۴}$ و $۱۰^{-۲}$ بار در سال به ازای یک راکتور رخ می‌دهند. در این شرایط، تنها درصد محدودی از میله‌های سوخت، ممکن است آسیب ببینند (کمتر از ۱ درصد کل تعداد میله‌های سوخت).

حوادث گروه ۴، مربوط به شرایطی از نیروگاه هسته‌ای است که ممکن است با فرکانس بین $۱۰^{-۶}$ و $۱۰^{-۴}$ بار در سال به ازای یک راکتور رخ می‌دهند. این گروه، شامل وخیم‌ترین حوادث مبنای طراحی هستند که طراحی انجام شده باید در برابر آنها تمهیدات حفاظتی را رعایت کند. در این حوادث، تنها بخشی از میله‌های سوخت ممکن است آسیب ببینند (کمتر از ۱۰ درصد کل تعداد میله‌های سوخت).

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

تحلیل ایمنی برای تأیید اینکه سیستم‌های مهم از لحاظ ایمنی و سیستم‌های ایمنی لحاظ شده در طراحی نیروگاه، کارایی مناسبی دارند و ایمنی نیروگاه را تضمین می‌کنند؛ به گونه‌ای که شرایط نیروگاه از محدوده‌های تعیین شدهٔ دوز حاصل از تشعشع و انتشار مواد در مستندات نظام ایمنی برای حوادث مبنای طرح، تجاوز نمی‌کند.

در ادامه، لیست‌های مودهای طراحی لحاظ شده در طراحی راکتور ارائه می‌شوند. دسته‌بندی مودهای طراحی طبق گروه‌های ۲، ۳ و ۴ مبتنی بر تخمین اولیهٔ فرکانس وقوع رویدادهای آغازگر این مودها با لحاظ الزامات قابلیت اطمینان تجهیزات است.

در دسته‌بندی ارائه شده، شماری از رویدادهای آغازگر به صورت محافظه‌کارانه در گروه پایین‌تر (با فرکانس وقوع بزرگ‌تر) در مقایسه با نتایج تخمین فوق برای فرکانس‌های وقوع رویدادهای آغازگر، قرار داده شده‌اند. با این رویکرد محافظه‌کارانه برای رویدادهای آغازگر مورد نظر، معیارهای پذیرش سخت‌گیرانه‌تری برای محدودکردن پیامدهای آنها، در نظر گرفته می‌شود که باعث تضمین انطباق با معیارهای پذیرش، در صورت قرار دادن آن رویدادهای آغازگر در گروه بالاتر است.

جدول شماره ۴: لیست رویدادهای آغازگر با شرایط خرابی مورد انتظار (گروه ۲ مودهای طراحی)

شماره	رویداد آغازگر
۳-۴-۱-	اختلال در سیستم آب تغذیه منجر به کاهش دمای آب تغذیه
۳-۴-۲-	اختلال در سیستم آب تغذیه منجر به افزایش نرخ جریان آب تغذیه
۳-۴-۳-	بازشدن اشتباه شیر اطمینان مولد بخار، BRU-A و یا شیر کنارگذر توربین BRU-K به همراه خرابی بسته‌شدن آنها
۳-۴-۴-	افزایش نرخ جریان بخار به توربین در اثر خرابی تنظیم کننده فشار بخار (افزایش آنی بار توربین ۱۰ درصد بیش از مقدار نامی)
۳-۵-۱-	کاهش نرخ جریان بخار به توربین در اثر خرابی تنظیم کننده فشار بخار
۳-۵-۲-	بسته شدن شیرهای توقف توربین یا قطع بار الکتریکی خارجی
۳-۵-۳-	قطع جریان آب تغذیه نرمال
۳-۵-۴-	بسته شدن نابجای شیر ایزوله‌سازی سریع
۳-۵-۵-	قطع توان جریان متناوب به سیستم‌های کمکی نیروگاه
۳-۶-۱-	خاموشی تعداد مختلف پمپ‌های مدار اولیه
۳-۶-۲-	مودهای انحرافی فرکانس اضطراری در شبکه
-	خروج کنترل‌نشده گروه میله کنترل در حداقل سطح توان قابل کنترل[۱]
-	خروج کنترل‌نشده گروه میله کنترل طی عملکرد توان عادی
-	خطای اپراتور طی فرونشانی زنون (جابجایی میله‌های کنترل منجر به حداکثر انحراف میدان انتشار انرژی)
-	رقیق‌شدن غیرعمدی اسید بوریک در خنک‌کننده مدار اولیه

[۱] - minimum-controlled power level (MCL)

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

-	عدم انطباق میله‌های کنترل: سقوط میله کنترل، خروج یک میله کنترل، عدم انطباق استاتیکی در گروه میله کنترل.
۳-۷-۱-	اختلال در سیستم کنترل شیمی و حجم منجر به افزایش موجودی آب مدار اولیه در اثر تزریق آب
۳-۷-۲-	عمل‌کردن نادرست سیستم تزریق بورون اضطراری
۳-۷-۳-	تزریق نابجا از سیستم کنترل شیمی و حجم به فشارنده
۳-۸-۴-	شکست کوچک مدار اولیه جبران شونده با سیستم تأمین آب نرمال (۱)
۳-۱۰-۲-	خرابی سیستم خنک‌سازی استخر سوخت
۳-۱۲-۲	عمل‌کردن نادرست سیستم حفاظت اضطراری
۳-۱۲-۳	عمل‌کردن نادرست سیستم تزریق فشار بالا طی سردشدن (یا گرمایش)
۳-۱۲-۴	عمل‌کردن نادرست انباره‌های سیستم اضطراری طی سردشدن (یا گرمایش)
۳-۱۲-۵	عمل‌کردن نادرست سیستم برداشت حرارت خودکار
۳-۱۲-۶	عمل‌کردن نادرست سیستم تخلیه و خنک‌سازی اضطراری مولد بخار
۳-۱۲-۷	عمل‌کردن نادرست سیستم تزریق بورون سریع
۳-۱۲-۸	عمل‌کردن نادرست الگوریتم کنترل نشت اولیه به ثانویه
۳-۱۲-۹	تزریق نابجا در فشارنده از خروجی تخلیه پمپ خنک‌کننده راکتور
(۱) این مود به صورت محافظه‌کارانه در گروه ۲ برای شرایط خنک‌سازی قلب قرار گرفته است. با توجه به معیارهای مربوط به پیامدهای رادیولوژیکی، این مجموعه رویدادهای آغازگر می‌توانند در گروه ۳ قرار گیرند.	

جدول شماره ۵: لیست حوادث مبنای طرح (گروه ۳ مودهای طراحی)

شماره	رویداد آغازگر
۳-۴-۵-	شکست کوچک در خط لوله مدار ثانویه
-	بار نادرست و عمل‌کردن در این شرایط
-	اتصال مدار غیرفعال بدون کاهش اولیه توان
۳-۸-۱-	بازشدن نابجای شیر ایمنی فشارنده و خرابی بسته شدن آن
۳-۸-۲-	شکست کوچک با قطر کوچک‌تر از ۱۰۰ میلی‌متر در خط لولهٔ مدار اولیه
۳-۹-۱-	شکست لوله‌های حرارتی مولد بخار
۳-۱۰-۱- (۱)	حوادثی با از دست رفتن سیال خنک‌کننده طی خاموشی به همراه کاهش فشار راکتور طی سوخت‌گذاری
۳-۱۰-۳-	نشت جبران‌شونده از استخر سوخت
۳-۱۱-۱-	نشت یا خرابی سیستم‌های حاوی سیالات پرتوزا
۳-۱۱-۲-	نشت سیال از یک مخزن حاوی سیالات پرتوزا
۳-۱۱-۳-	نشت از خطوط لوله انتقال و مخزن پسماند پرتوزای حاوی گازهای پرتوزا (سیستم KPM)
(۱) نشت‌های با قطرهای DN20 و DN100 تحلیل می‌شوند. ابعاد نشت با ابعاد نازل‌های بخش آب مولد بخار تعیین می‌شود.	

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

جدول شماره ۶: لیست حوادث مبنای طرح (گروه ۴ مودهای طراحی)

شماره	رویداد آغازگر
۳-۴-۶-	شکست‌های خطوط لوله داخل و خارج محفظه ایمنی و خط لوله پایین دست شیر FSIV
۳-۵-۶-	شکست خط لولهٔ اصلی آب تغذیه مولد بخار
۳-۶-۳-	شکست یا خرابی ناگهانی محور یکی از پمپ‌های مدار اولیه
-	خروج محور خوشه میله‌های کنترل در صورت شکست محرک آن
۳-۸-۳-	شکست بزرگ در مدار اولیه با قطر بیش از ۱۰۰ میلی‌متر
۳-۸-۵-	خرابی‌های خطوط اندازه‌گیری و کنترل یا سایر خطوط بین مرز فشار خنک‌کننده راکتور که از محفظه ایمنی عبور می‌کنند.
۳-۹-۲-	نشت از اولیه به ثانویه در حالت شکست پوشش هدر مولد بخار
۳-۱۰-۴-۱	گیرکردن مجتمع سوخت مصرف شده طی فرایند سوخت‌گذاری
۳-۱۰-۴-۲	خرابی اجزای سیستم جابجایی و ذخیره سوخت
۳-۱۰-۴-۳	کاهش غلظت جاذب همگن در آب استخر سوخت
۳-۱۰-۴-۴	خرابی پکیج‌های متصل طی انتقالات سوخت هسته‌ای
۳-۱۰-۴-۵	سقوط مخزن انتقال مجتمع‌های سوخت

رویدادهای آغازگر حوادث مبنای طراحی که باعث انحراف از عملکرد نرمال نیروگاه می‌شوند، بر اساس اثرات عملکردی که بر نیروگاه ایجاد می‌کنند، به گروه‌های زیر تقسیم می‌شوند:

- افزایش برداشت حرارت از طریق مدار ثانویه،
- کاهش برداشت حرارت از طریق مدار ثانویه،
- کاهش نرخ جریان خنک‌کننده اولیه،
- حوادث توزیع توان و راکتیویته،
- افزایش موجودی آب خنک‌کننده اولیه،
- کاهش موجودی آب خنک‌کننده اولیه،
- نشت به سیستم مدار ثانویه،
- اختلال در جابجایی سوخت هسته‌ای،
- انتشار مواد پرتوزا از سیستم‌ها و تجهیزات سایر مدارهای و سیستم‌ها،
- عملکرد نادرست سیستم‌ها.

جدول شماره ۷ شامل لیست رویدادهای آغازگر در ظرایط عملکردی طراحی گروه ۲، ۳ و ۴ که به گروه‌های بالا تقسیم شده‌اند.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

جدول شماره ۷: لیست دسته‌بندی شدهٔ رویدادهای آغازگر در مودهای طراحی گروه‌های ۲، ۳ و ۴

رویداد آغازگر	گروه
افزایش برداشت حرارت از طریق مدار ثانویه	
اختلال در سیستم آب تغذیه منجر به کاهش دمای آب تغذیه	۲
اختلال در سیستم آب تغذیه منجر به افزایش نرخ جریان آب تغذیه	۲
باز شدن نابجای شیر اطمینان مولد بخار، یا شیر BRU-A و یا شیر BRU-K و خرابی بسته شدن آنها	۲
افزایش نرخ جریان بخار به سمت توربین ناشی از اشکال عملکردی و یا خرابی تنظیم‌کننده بخار که منجر به افزایش ۱۰ درصدی سریع بار توربین نسبت به مقدار نامی می‌شود.	۲
شکست خط لوله در مدار ثانویه (نشت جزئی)	۳
شکست‌های خط بخار داخل و خارج محفظهٔ ایمنی شامل شکست در پایین دست FSIV	۴
کاهش برداشت حرارت از طریق مدار ثانویه	
کاهش نرخ جریان بخار به توربین در اثر خرابی تنظیم کننده فشار بخار	۲
بسته شدن شیرهای توقف توربین یا قطع بار الکتریکی خارجی	۲
قطع نرخ جریان آب تغذیه نرمال	۲
بسته شدن نابجای شیر ایزوله‌سازی سریع	۲
قطع تأمین کننده توان جریان متناوب به سیستم‌های کمکی نیروگاه	۲
شکست خط لولهٔ اصلی آب تغذیه مولد بخار	۴
کاهش نرخ جریان خنک‌کننده اولیه	
توقف تعداد مختلف پمپ‌های مدار اولیه	۲
مودهای انحرافی فرکانس اضطراری در شبکه	۲
شکست یا خرابی ناگهانی محور یکی از پمپ‌های مدار اولیه	۴
انحرافات توزیع توان و راکتیویته	
خروج کنترل‌نشده گروه میله کنترل در حداقل سطح توان قابل کنترل	۲
خروج کنترل‌نشده گروه میله کنترل طی عملکرد توان عادی	۲
خطای اپراتور طی فرونشانی زنون (جابجایی میله‌های کنترل منجر به حداکثر انحراف میدان انتشار انرژی)	۲
رقیق‌شدن غیرعمدی اسید بوریک در خنک‌کننده مدار اولیه	۲
رویدادهای میله‌های کنترل: • سقوط میله کنترل، • خروج یک میله کنترل، • عدم انطباق استاتیکی در گروه میله کنترل.	۲
اتصال مدار غیرفعال بدون کاهش اولیه توان	۴
خروج محور خوشه میله‌های کنترل در صورت شکست محرک آن	۴
افزایش موجودی خنک‌کننده اولیه	
اختلال در سیستم کنترل شیمی و حجم منجر به افزایش موجودی آب مدار اولیه در اثر تزریق آب	۲
عمل‌کردن نادرست سیستم تزریق بورون اضطراری	۲
تزریق نابجا از سیستم کنترل شیمی و حجم به فشارنده	۲
کاهش موجودی خنک‌کننده اولیه	

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

بازشدن نابجای شیر ایمنی فشارنده و خرابی بسته شدن آن	۳
شکست کوچک با قطر کوچک‌تر از ۱۰۰ میلی‌متر در خط لولهٔ مدار اولیه	۳
شکست بزرگ در مدار اولیه با قطر بیش از ۱۰۰ میلی‌متر	۴
شکست کوچک مدار اولیه جبران شونده با سیستم تأمین آب نرمال	۲
خرابی‌های خطوط اندازه‌گیری و کنترل یا سایر خطوط بین مرز فشار خنک‌کننده راکتور که از محفظه ایمنی عبور می‌کنند.	۴
نشت به سیستم مدار ثانویه	
شکست لوله‌های حرارتی مولد بخار	۳
نشت از اولیه به ثانویه در حالت شکست پوشش هدر مولد بخار	۴
اختلال در جابجایی سوخت هسته‌ای	
حوادثی با از دست رفتن سیال خنک‌کننده طی خاموشی به همراه کاهش فشار راکتور طی سوخت‌گذاری	۴
خرابی سیستم خنک‌سازی استخر سوخت	۴
نشت جبران‌شونده از استخر سوخت	۳
گیرکردن مجتمع سوخت مصرف شده طی فرایند سوخت‌گذاری	۴
خرابی اجزای سیستم جابجایی و ذخیره سوخت	۴
کاهش غلظت جاذب همگن در آب استخر سوخت	۴
خرابی پکیج‌های متصل طی انتقالات سوخت هسته‌ای	۴
سقوط مخزن انتقال مجتمع‌های سوخت	۴
انتشار مواد پرتوزا از سیستم‌ها و تجهیزات سایر مدارهای و سیستم‌ها،	
نشت یا خرابی سیستم‌های حاوی سیالات پرتوزا	۳
نشت سیال از یک مخزن حاوی سیالات پرتوزا	۳
نشت از خطوط لوله انتقال و مخزن پسماند پرتوزای حاوی گازهای پرتوزا (سیستم KPM)	۳
عملکرد نادرست سیستم‌ها	
عمل‌کردن نادرست سیستم حفاظت اضطراری	۲
عمل‌کردن نادرست سیستم تزریق فشار بالا طی سردشدن (یا گرمایش)	۲
عمل‌کردن نادرست انباره‌های سیستم اضطراری طی سردشدن (یا گرمایش)	۲
عمل‌کردن نادرست سیستم برداشت حرارت خودکار	۲
عمل‌کردن نادرست سیستم تخلیه و خنک‌سازی اضطراری مولد بخار	۲
عمل‌کردن نادرست سیستم تزریق بورون سریع	۲
عمل‌کردن نادرست الگوریتم کنترل نشت اولیه به ثانویه	۲
تزریق نابجا در فشارنده از خروجی تخلیه پمپ خنک‌کننده راکتور	۲

تحلیل‌های ایمنی ترموهیدرولیکی رویدادهای آغازگر، محافظه‌کارانه‌ترین سناریوهای توسعه فرایند در نیروگاه را با در نظر گرفتن خرابی‌های مستقل و وابسته و خرابی‌های سیستم‌ها و المان‌هایی که شرایط را بدتر می‌کنند، انجام می‌شوند.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

ارزیابی ایمنی یک تأسیسات راکتور با مقایسه نتایج تحلیل‌ها با الزامات معیارهای پذیرش انجام می‌شود. معیارهای پذیرش مبتنی بر الزامات مستندات نظام ایمنی، تحقیقات آزمایشگاهی و تجربیات عملکردی تعریف می‌شوند. معیارهای پذیرش برای مودهای طراحی برای گروه‌های ۲، ۳ و ۴ در جدول شماره ۸ ارائه می‌شوند.

جدول شماره ۸: معیارهای پذیرش مودهای طراحی برای گروه‌های مختلف رویدادهای آغازگر

شماره	معیار پذیرش
a۱	فشار در مدار خنک‌کننده اولیه به ۱۱۵ درصد مقدار طراحی نرسد.
b۱	فشار در مدار خنک‌کننده ثانویه به ۱۱۵ درصد مقدار طراحی نرسد.
۲	باید از امکان ذوب قرص‌های سوخت جلوگیری شود. دمای ذوب سوخت: $T_{melt}=(T_{melt0} - 0.56\ B)$ B فرسایش سوخت بر حسب Mw days/kgU T_{melt0} = 2840 °C – دمای ذوب سوخت اورانیوم جدید UO_2 T_{melt0} = 2706 °C – دمای ذوب سوخت اورانیوم – گادولینیم جدید $5.0;8.0\%\ Gd_2O_3 + UO_2$
۳	برای گرم‌ترین میلهٔ سوخت، با احتمال ۹۵ درصد نباید جوشش از حالت جوشش هسته‌ای فراتر رود.
۴	از لحظه دریافت سیگنال آلارم و اطلاع اپراتور از کاهش غیرعادی غلظت اسید بوریک، حداقل زمان قبل از حصول بحرانیت باید: - در سوخت‌گذاری برابر ۳۰ دقیقه باشد، - در راه‌اندازی، حالت سد، حالت گرم و عملکرد توان برابر ۱۵ دقیقه باشد.
۵	معیارهای سرمایش اضطراری قلب باید رعایت شوند: - حداکثر دمای محفظه ایمنی در شرایط اضطراری نباید بیش از ۱۲۰۰ درجه سانتی‌گراد باشد. - سهمی از زیرکونیوم که واکنش می‌دهد نباید به ۱ درصد وزنی آن در غلاف میله سوخت باشد. - یک حالت ایمن برای قلب باید برقرار باشد، راکتور باید در حالت زیربحرانی نگهداشته شود و سرمایش راکتور خاموش پس از حالت اضطراری باید تضمین شود.
۶	آنتالپی شعاعی متوسط سوخت هسته‌ای نباید به مقدار حدی برسد. مقدار حدی آنتالپی شعاعی متوسط سوخت هسته‌ای بصورت زیر محاسبه می‌شود: $H_{lim}= 837 – 3.66\ B$, kJ/kg در این رابطه، B فرسایش متوسط سوخت در یک قرص است (MW day / kgU). مقدار حداکثر فرسایش سوخت در قرص برابر ۶۱/۹ MW day / kgU است.
۷	عمق اکسیدشدن محلی غلاف سوخت نباید به ۱۸ درصد ضخامت اولیهٔ غلاف برسد.
۸ (۱)	حد عملکرد ایمن مبتنی بر تعداد و اندازه میله‌های سوخت معیوب نباید حاصل شود – ۱ درصد میله‌های سوخت آب‌بندی شده به مقدار کم و ۰/۱ درصد میله‌های سوخت با تماس مستقیم بین خنک‌کننده و سوخت هسته‌ای
۹ (۱)	تعداد میله‌های سوخت آب‌بندی نشده نباید به ۱ درصد کل میله‌های سوخت در قلب برسد.
۱۰ (۱)	تعداد میله‌های سوخت آب‌بندی نشده نباید به ۱۰ درصد کل میله‌های سوخت در قلب برسد.
(۱) این معیار میزان خرابی سوخت و یکپارچگی سدهای اول و دوم ایمنی را تعیین می‌کند، که باید توسط طراح میله‌های سوخت به عنوان بخش از طراحی سوخت تضمین شود.	

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00

همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

تحلیل پیامدهای رادیولوژیکی برای همه گروه‌های رویدادهای آغازگر در بخش ۱۵-۱۳ ارائه می‌شود. این بخش شامل معیارهای پذیرش و نتایج تحلیل پیامدهای رادیولوژیکی شرایط گروه‌های ۲، ۳ و ۴ است.

معیارهای پذیرش برای ارزیابی ایمنی نیروگاه در مودهای طراحی گروه ۲، ۳ و ۴ در جدول شماره ۹، جدول شماره ۱۰ و جدول شماره ۱۱ ارائه شده‌اند. علامت + در جدول نشان می‌دهد که کدام معیار باید در تحلیل مورد بررسی قرار گیرد.

جدول شماره ۹: معیارهای پذیرش برای مودهای طراحی گروه ۲

شماره حادثه	شماره معیارهای پذیرش ارائه شده طبق جدول قبل										
	a۱	b۱	۲	۳	۴	۵	۶	۷	۸	۹	۱۰
۳-۱-۴-	+	+	+	+			+				
۳-۲-۴-	+	+	+	+			+				
۳-۳-۴-	+	+	+	+			+				
۳-۴-۴-	+	+	+	+			+				
۳-۱-۵-	+	+		+							
۳-۲-۵-	+	+		+							
۳-۳-۵-	+	+		+							
۳-۴-۵-	+	+		+							
۳-۵-۵-	+	+		+							
۳-۱-۶-	+	+		+							
۳-۲-۶-	+	+	+	+			+				
۳-۱-۷-	+	+	+	+			+				
۳-۲-۷-	+	+	+	+			+				
۳-۳-۷-	+	+	+	+			+				
۳-۴-۸- (۱)	+	+	+	+			+				
۳-۲-۱۰- (۲)				+							
۲-۱۲-۳	+	+		+							
۳-۱۲-۳	+	+		+							
۴-۱۲-۳	+	+		+							
۵-۱۲-۳	+	+	+	+			+				
۶-۱۲-۳	+	+	+	+			+				
۷-۱۲-۳	+	+	+	+			+				
۸-۱۲-۳	+	+		+							
۹-۱۲-۳	+	+	+	+			+				

(۱) شرایط در گروه ۲ با توجه شرایط خنک‌سازی قلب به صورت محافظه‌کارانه لحاظ شده‌اند، با توجه به معیارهای پیامدهای رادیولوژیکی، این رویداد آغازگر باید در گروه ۳ قرار گیرد.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

(۲) برای این رویداد آغازگر، زمان تعیین‌شده هنگام تأمین دبی مورد نیاز آب بوردار باید به منظور جلوگیری از در معرض قرارگیری بخش سوخت مجتمع سوخت، تضمین شود.

جدول شماره ۱۰: معیارهای پذیرش برای مودهای طراحی گروه ۳

شماره حادثه	شماره معیارهای پذیرش ارائه طبق جدول قبل									
	a۱	b۱	۲	۳	۴	۵	۶	۷	۸	۹	۱۰
۳-۴-۵-	+	+	+			+	+	+			
۳-۸-۱-	+	+	+			+	+	+			
۳-۸-۲-	+	+	+			+	+	+			
۳-۹-۱-	+	+	+			+	+	+			
۳-۱۰-۱- (۱)			+			+	+	+			
۳-۱۰-۳- (۱)			+			+	+	+			
۳-۱۱-۱-			+			+	+	+			
۳-۱۱-۲-			+			+	+	+			
۳-۱۱-۳-			+			+	+	+			

(۱) برای این رویدادهای آغازگر، زمان تعیین‌شده هنگام تأمین دبی مورد نیاز آب بوردار باید به منظور جلوگیری از در معرض قرارگیری بخش سوخت مجتمع سوخت، تضمین شود.

جدول شماره ۱۱: معیارهای پذیرش برای مودهای طراحی گروه ۴

شماره حادثه	شماره معیارهای پذیرش ارائه طبق جدول قبل									
	a۱	b۱	۲	۳	۴	۵	۶	۷	۸	۹	۱۰
۳-۴-۶-	+	+	+			+	+	+			
۳-۵-۶-	+	+	+			+	+	+			
۳-۶-۳-	+	+	+			+	+	+			
۳-۸-۳-		+	+			+	+	+			
۳-۸-۵-	+	+	+			+	+	+			
۳-۹-۲-	+	+	+			+	+	+			
۳-۱۰-۲- (۱)			+			+	+	+			
۱-۴-۱۰-۳			+			+	+	+			
۲-۴-۱۰-۳			+			+	+	+			
۳-۴-۱۰-۳			+			+	+	+			
۴-۴-۱۰-۳			+			+	+	+			
۵-۴-۱۰-۳			+			+	+	+			

(۱) برای این رویدادهای آغازگر، زمان تعیین‌شده هنگام تأمین دبی مورد نیاز آب بوردار باید به منظور جلوگیری از در معرض قرارگیری بخش سوخت مجتمع سوخت، تضمین شود.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۳-۲-۲- شرایط اولیه

شرایط اولیه، شامل بخش‌های مختلفی است که در ادامه ارائه می‌شوند. برای تضمین محافظه‌کاری تحلیل ایمنی، انحرافات ممکن در تلورانس‌های شرایط اولیهٔ زیر باید لحاظ گردد. شرایط اولیه حاوی موارد زیر است:

- شرایط اولیهٔ پارامترهای اولیه نیروگاه هسته‌ای:

۱- توان راکتور،
۲- دمای خنک‌کننده در ورودی قلب،
۳- فشار خنک‌کننده در مدار اولیه،
۴- جریان خنک‌کننده در راکتور،
۵- سطح آب در فشارنده،
۶- فشار مولد بخار،
۷- جریان آب تغذیه،
۸- دمای آب تغذیه،
۹- سطح آب مولد بخار،
۱۰- دمای استخر سوخت،
۱۱- سطح آب استخر سوخت.

- شرایط اولیهٔ توزیع توان:

۱- توان خطی حداکثر میلهٔ سوخت،
۲- پروفایل توزیع محوری چگالی توان،
۳- ضریب قلهٔ شعاعی توان.

- شرایط اولیه ضرایب راکتیویته و سایر مشخصات فیزیک نوترون قلب راکتور:

۱- کارایی تک میله‌های کنترل (خروج و سقوط)،
۲- کارایی گروه میله‌های کنترل،
۳- کارایی حفاظت اضطراری.

- شرایط اولیهٔ گرمای پسماند.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۳-۲-۲-۱- پارامترهای اولیه نیروگاه هسته‌ای

در تحلیل ایمنی، مقادیر پارامترهای اولیهٔ مدار اولیه و ثانویه لیست‌شده در بالا، منجر به محافظه‌کارانه‌ترین (کمترین مطلوبیت) نتایج، در مقایسه با معیارهای پذیرش می‌شوند. این مقادیر، برای پارامترهای فرایندی با لحاظ انحراف‌های آنها از مقادیر نامی ناشی از خطاهای اندازه‌گیری و صحت سیستم کنترل و نمایش، فرض می‌شوند. مقدار خطا و تلورانس مفروض برای حصول محافظه‌کارانه‌ترین نتایج در فصل ۱۵ گزارش SAR ارائه شده است.

۳-۲-۲-۲- توزیع توان

در تحلیل ایمنی، میزان تأثیر بر نیروگاه و تغییرات پارامترهای مرتبط در گذره‌های لحاظ شده در رویدادهای آغازگر، به توزیع اولیهٔ توان وابسته است. در طراحی قلب با استفاده از جابجایی میله‌های کنترل و تبعیت از دستورالعمل‌های عملکردی، انحرافات توزیع توان را به حداقل می‌رسانند. در تحلیل برای هر رویداد آغازگر، بدترین حالت توزیع توان، شامل پروفایل توزیع محوری چگالی توان و ضریب توزیع توان شعاعی فرض می‌شود.

۳-۲-۲-۳- ضرایب راکتیویته و سایر مشخصات فیزیک نوترون قلب راکتور

در تحلیل ایمنی، میزان تأثیر بر نیروگاه و تغییرات پارامترهای مرتبط در گذره‌های لحاظ شده در رویدادهای آغازگر، به اثرات بازخورد راکتیویته، به خصوص ضریب راکتیویته دمای سوخت (اثر داپلر)، ضرایب دما، چگالی و فشار خنک‌کننده، ضریب توان راکتور، ضریب غلظت اسید بوریک و ضریب راکتیویته بخار (خلأ) وابسته است.

در تحلیل‌ها، محافظه‌کارانه‌ترین ترکیبِ مقادیر ضرایب اشاره شده به همراه زمان متوسط تولید نوترون‌های آنی، سهم نوترون‌های تأخیری و وابستگی رسانش حرارتی گاز گپ به بار، لحاظ می‌شوند.

همهٔ مقادیر مهم ضرایب راکتیویته، مانند مرزهای بالا و پایین آنها، برای حالت‌های مختلف قلب در فصل ۱۵ گزارش SAR ارائه شده‌اند.

۳-۲-۲-۴- کارایی میله‌های جاذب سیستم کنترل و محافظت

رویدادهای آغازگر مرتبط با سقوط یا خروج میله‌های کنترل، وابسته به کارایی میله‌های کنترل در لحظه شروع رویداد هستند. در این رویدادها نیز، کمترین کارایی سیستم کنترل و محافظت، برای داشتن شرایط محافظه‌کارانه فرض می‌شود. همچنین به صورت محافظه‌کارانه، کارایی یک میلهٔ کنترل یا یک گروه میلهٔ کنترل در لحظهٔ رخ دادن رویداد آغازگر، بر حسب معیار پذیرش تحلیل شده، لحاظ می‌شود.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۳-۲-۲-۵- گرمای پسماند

کل گرمای پسماند قلب، شامل گرمای محصولات شکافت، گرمای ناشی از جذب نوترون در اورانیوم ۲۳۸ و گرمای پسماند حاصل از نوترون‌های تأخیری، به صورت محافظه‌کارانه فرض می‌شود. در تحلیل‌های ایمنی، به صورت محافظه‌کارانه گرمای پسماند به صورت وابسته به زمان و با در نظر گرفتن انحرافات ممکن، لحاظ می‌شود.

۳-۲-۳- شرایط مرزی

برای تحلیل‌های ایمنی، شرایط مرزی بر اساس قواعد زیر، به صورت محافظه‌کارانه تعیین می‌شوند. ترکیب‌های شرایط مرزی به کار رفته در تحلیل ایمنی برای رویداد آغازگر خاص، از لیست زیر تعیین می‌شوند:

- فرضیات قابلیت عملکرد سیستم‌های ایمنی،
- شرایط عملکردی سیستم‌ها و تجهیزات عملکردی (انحرافات نقاط کنترلی[۱] و مشخصات)،
- تأخیرهای عمل‌کردن سیستم‌های و تجهیزات عملکردی،
- فرضیات اقدامات اپراتور،
- فرضیات قابلیت دسترسی منابع توان،
- عمل‌کردن سیستم‌های عملکردی نرمال.

۳-۲-۳-۱- فرضیات عملکردی سیستم‌های ایمنی

در تحلیل ایمنی گروه‌های ۲، ۳ و ۴، عمل‌کردن سیستم‌های طراحی شدهٔ ایمنی در نظر گرفته شده و نشان داده می‌شود که اقدامات تضمین ایمنی، با فرض (۱) بدترین خرابی یک جزء فرایندی و (۲) در حال تعمیر بودن جزء دیگر در سیستم‌های ایمنی انجام می‌شود. فرض انحراف نقاط کنترلی و مشخصات عملکردی سیستم‌ها منجر به محافظه‌کارانه‌ترین نتایج در قیاس با معیارهای پذیرش می‌شود.

[۱] - set point

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۳-۲-۳-۲- تأخیر عمل‌کردن سیستم‌ها و تجهیزات راکتور

برقراری ایمنی راکتور، مبتنی بر اسکرم راکتور در پاسخ به اولین سیگنال تولید شدهٔ سیستم محافظت، می‌باشد. در تحلیل حوادث، تأخیر زمانی خاموشی راکتور، که تأخیر بین لحظهٔ دریافت شرایط مربوطه و شروع حرکت میله‌های کنترل است، لحاظ می‌شود. همچنین، شروع اقدامات اپراتور در یک بازهٔ زمانی پس از شروع رویداد آغازگر (۳۰ دقیقه) فرض می‌شود.

تحلیل ایمنی رویدادهای آغازگر، با فرض دسترسی منبع تولید توان کمکی و یا با فرض عدم دسترسی به آن، انجام می‌شود. برای گروه دوم رویدادهای آغازگر، پس از بسته‌شدن شیر توقف توربین و یا در لحظهٔ شروع حرکت میله‌های کنترل، عدم دسترسی به منبع تولید توان کمکی مفروض است. برای گروه‌های سوم و چهارم، در لحظهٔ شروع رویداد و یا در هر لحظه‌ای نامطلوب پس از شروع رویداد آغازگر، عدم دسترسی به منبع توان کمکی مفروض است.

۳-۳- فرایند تحلیل ایمنی

در این بخش توضیحات مختصری در مورد کدهای به کار رفته برای تحلیل ایمنی نیروگاه بوشهر ارائه می‌شود. مجموعه کدهای TRAP-KS، KORSAR/GP، ATHLET/BIPR-BIPR-VVER برای تحلیل‌های ترموهیدرولیکی گذره‌ها و حوادث استفاده شده است. این مجموعه کدهای محاسباتی، برای تحلیل پارامترهای نیروگاه و حالت ترموهیدرولیکی در قلب، تحت شرایط خرابی تجهیزات مدار اولیه و ثانویه، در حوادث شامل حوادث از دست رفتن خنک کننده، توسعه داده شده‌اند. این مجموعه، برای تحلیل حوادث مبنای طرح و حوادث ورای طرح تا مرحلهٔ ذوب سوخت و تغییر هندسه مواد سازه‌ای در اثر ذوب آنها، به کار می‌رود. فرایندهای نوترونیک، با استفاده از مدل نقطه‌ای سینتیک راکتور و یک مدل سه بعدی فضایی راکتورهای آبی، محاسبه می‌شوند.

بستهٔ نرم‌افزاری ANGAR، برای محاسبهٔ تغییر پارامترهای اصلی ترمودینامیکی و فرایندهای فضاهای مختلف محفظهٔ ایمنی طراحی شده است. این نرم‌افزار می‌تواند هم به عنوان یک کد کامپیوتری مستقل و هم به عنوان بخشی از مجموعهٔ نرم‌افزاری TRAP-KS برای انجام محاسبات همبستهٔ فرایندها در راکتور و سایر بخش‌های نیروگاه در حالت نشت خنک‌کننده از مدار به چاهک محفظهٔ ایمنی و تعیین تغییر پارامترهای ترموهیدرولیکی در راکتور و پارامترهای محفظهٔ ایمنی با لحاظ تأثیر متقابل آنها، به کار رود. در این حالت، یک محاسبه همبسته بازخوردهای ناشی از پارامترهای تبادل شده توسط کدها، انجام می‌شود. (جریان‌های جرم و انرژی از میان مقاطع نشت و پارامترهای محفظهٔ ایمنی).

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

پارامترهای نوترونیک راکتور، با استفاده از بسته نرم‌افزاری SAPFIR-2006 و NOSTRA انجام می‌شود. بسته نرم‌افزاری SAPFIR-2006 برای محاسبات طراحی و ارزیابی ایمنی برای دریافت مجوز نیروگاه توسعه داده شده است. این نرم‌افزار برای محاسبه ضریب تکثیر مؤثر، با رویکرد حل مسأله بحرانیت مقید، برای تضمین ایمنی هسته‌ای در نیروگاه VVER به کار می‌رود. این نرم‌افزار برای تحلیل بحرانیت در شرایط حوادث ورای طرح به کار می‌رود. کد کامپیوتری NOSTRA برای محاسبات همبستهٔ نوترونیک سه بعدی و ترموهیدرولیک پارامترهای قلب در راکتور VVER در گذره‌ها و حوادث در مرحلهٔ طراحی به کار می‌رود.

بسته‌های نرم‌افزاری LEAK3، COTRAN-M و RELWWER-UNI برای ارزیابی ایمنی پرتویی نیروگاه بوشهر به کار می‌روند. بستهٔ نرم‌افزاری LEAK3 برای محاسبهٔ میزان انتشار محصولات شکافت در شرایط حوادث، هنگامی که محصولات شکافت وارد محفظه ایمنی می‌شوند، توسعه داده شده است. کد RELWWER-UNI برای محاسبهٔ میزان اکتیویتهٔ محصولات شکافت در شرایط عملکردی نرمال توسعه داده شده است. کد کامپیوتری COTRAN-M برای محاسبات میزان محصولات فعال‌شدهٔ حاصل از خوردگی سطوح داخلی تجهیزات مدار اولیه، در خنک‌کنندهٔ مدار اولیه و بر روی فیلترهای سیستم تصفیه خنک‌کننده طی عمل‌کردن راکتور، به کار می‌رود.

۳-۳-۱- سیستم محافظت نیروگاه

در تحلیل ترموهیدرولیکی رویدادهای آغازگر، که با مفهوم دفاع عمقی همراه است، باید عملکرد سیستم‌های نظارت و کنترل زیر در نظر گرفته شود:

- سیستم محافظت اضطراری راکتور توسط میله‌های کنترل و سقوط همهٔ گروه‌های میله‌های کنترل؛ طی حداکثر ۴ ثانیه انجام می‌شود. الگوریتم‌های عمل‌کردن سیستم محافظت اضطراری در جدول شماره ۱۲ آمده است.
- عمل‌کردن فرایند سیستم‌های ایمنی؛ سیگنال‌های فعال‌سازی سیستم ایمنی در جدول شماره ۱۳ آمده است.

محافظت پیش‌گیرانهٔ راکتور، شامل محافظت پیش‌گیرانه نوع اول، نوع دوم و محافظت پیش‌گیرانهٔ شتابان است. محافظت پیش‌گیرانه نوع اول، توسط سقوط گروه‌های میله‌های کنترل به داخل راکتور با سرعت ۲ سانتی‌متر بر ثانیه تا زمان برطرف شدن سبب سیگنال اولیه است. کاهش بار راکتور و محدودسازی توان از طریق کانال‌های محافظت پیش‌گیرانه به محض رسیدن به سطوح توان مجاز طبق جدول شماره ۱۲ تا بیش از ۳ درصد نامی و نیز به محض کاهش فرکانس تغذیهٔ توان بخش‌های پمپ‌های خنک‌کننده راکتور زیر ۴۹ هرتز، انجام می‌شود. محافظت پیش‌گیرانه نوع دوم شامل اعمال ممنوعیت

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

خروج گروه‌های میله‌های کنترل از قلب است. این ممنوعیت، زمانی که علت اولیهٔ سیگنال مرتفع شود، برداشته می‌شود. محافظت پیش‌گیرانه شتابان، توسط سقوط گروه ویژهٔ میله‌های کنترل و کاهش بار بیشتر راکتور به سطح توان مجاز از طریق کانال‌های محافظت پیش‌گیرانه انجام می‌شود. الگوریتم عمل‌کردن محافظت پیش‌گیرانه در جدول شماره ۱۴ و جدول شماره ۱۵ آمده است:

- محافظت چندجانبه، اقداماتی برای محافظت راکتور و فعال‌سازی سیستم‌های ایمنی فرایندی، انجام می‌دهد که به نوعی در برابر خرابی با عامل مشترک (خرابی نرم‌افزار سیستم‌های ایمنی) به شمار می‌آیند. دستورات و شرایط فعال‌سازی زیرسیستم‌های محافظت چندگانه در مرجع [۳] آمده است.
- محافظت‌های فرایند عملکرد نرمال برای هماهنگی بین محدوده‌های عمل‌کردن سیستم محافظت راکتور در گروه حوادث ۱ و ۲ و در حالت‌های خرابی سیستم‌های کنترل خودکار برای نگه‌داشتن پارامترها در محدوده‌های تعیین شده، لحاظ شده است. الگوریتم محافظت‌های فرایند عملکرد نرمال راکتور در مرجع [۳] آمده است.

کنترل‌کننده توان خودکار راکتور باید توان راکتور را در مودهای زیر کنترل کند:

- مود نگه‌داشت شار نوترون تعیین شده در محدودهٔ ۳ درصد تا ۱۰۰ درصد توان نامی با محدودهٔ مرده ±۱ درصد توان نامی (مود H)،
- مود نگه‌داشت پارامتر مهندسی حرارتی (مود T)،
- مود نگهداشت فشار بخار در هدر بخار اصلی (MSH) با محدودهٔ مردهٔ توسعه یافته (مود CP).

کنترل‌کننده خودکار توان راکتور (APC)، فشار بخار در هدر بخار اصلی را در مود T، طبق فشار تعیین شده در محدودهٔ مردهٔ ±۰/۰۵ مگاپاسکال، در محدودهٔ توان راکتور از ۳۰ تا ۱۰۱ درصد نامی، نگه می‌دارد.

جدول شماره ۱۲: لیست سیگنال‌های حفاظت اضطراری و منطق تولید آنها

شرایط عمل‌کردن حفاظت	مقدار		تأخیر زمانی، (ثانیه)	توضیح
	نامی	کنترلی		
۱- کاهش در سطح میله سوخت کمتر از	-	۱/۲	-	مقدار کنترلی توسط نتایج ساخت و راستی‌آزمای تعیین می شود و توسط سیستم اندازه‌گیری داخلی قلب تولید می‌شود.
۲- افزایش نرخ گرمایش محلی، وات بر سانتی‌متر	ql_{nom}	ql_{nom} ۱/۰۵	-	توزیع نامی مجاز حرارت خطی تولیدی تابعی از موقعیت در قلب و تعداد پمپ‌های روشن در مدار

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

				اولیه در حالت پایا است. مقادیر نامی توسط نتایج ساخت تعیین و توسط سیستم اندازه‌گیری داخلی قلب تولید می‌شوند.
۳- کاهش پریود شار نوترون زیر (ثانیه): در محدودهٔ کاری 10^{-1} تا ۱۲۰ درصد توان نامی در محدوده کاری 10^{-8} تا 10^{-1} درصد توان نامی	بیش از ۵۰۰ بیش از ۵۰۰	۱۰ ۱۰	–	مقادیر برای سایر سطوح توان باید در مرحله طراحی کاری تعیین شوند.
۴- افزایش شار نوترون، درصد نامی	۱۰۰	۱۰۷	–	مقدار کنترلی ثابت است.
۵- افزایش شار نوترون، درصد N_{ass}	۱۰۰	N_{ass}+ ٪۷N_{nom}	–	مقدار کنترلی توسط کاربر وابسته به سطح توان تعیین می‌شود.
۶- افزایش شار نوترون، درصد نامی	۱۰۰ ۶۷ ۴۰	۱۰۷ ۷۴ ۴۷	–	چهار پمپ مدار اولیه روشن سه پمپ مدار اولیه روشن کاهش مقدار کنترلی از ۱۰۷ تا ۷۴ با نرخ ۰/۵ درصد بر ثانیه با تأخیر زمانی ۱/۴ ثانیه پس از خاموشی پمپ‌ها دو پمپ مدار اولیه روشن کاهش مقدار کنترلی از مقدار کنونی تا ۷۴ با نرخ ۰/۳۳ درصد بر ثانیه با تأخیر زمانی ۱/۴ ثانیه پس از خاموشی پمپ‌ها با روشن شدن پمپ‌ها، مقدار کنترلی به مقدار مربوط به تعداد پمپ‌های فعال با تأخیر زمانی ۶۰ ثانیه، بازنشانی می‌شود.
۷- قطع برق پمپ‌های مدار اولیه: یک یا بیش از یک پمپ در ۷۵ درصد توان نامی و بیشتر بیش از دو پمپ در ۵ درصد توان نامی و بیشتر	– –	– –	۶ ۱/۴	کاهش ولتاژ مجاز در مرحله طراحی کاری تعیین می‌شود.
۸- افزایش در فشار بالای قلب، مگاپاسکال	۱۵/۷	۱۷/۶	–	
۹- هم‌زمانی سیگنال‌های: کاهش فشار بالای قلب، مگاپاسکال توان راکتور، درصد توان نامی بیش از	۱۵/۷ ۱۰۰	۱۴/۷ ۷۵	–	

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۱۰- همزمانی سیگنال‌های: کاهش فشار بالای قلب، مگاپاسکال دمای خنک‌کننده در پایهٔ گرم بیش از، درجه سانتیگراد	۱۵/۷ T_{nom}	۱۳/۷ ۷۵	-	T_{nom} - دما در ۱۰۰ درصد توان نامی
۱۱- کاهش در اختلاف فشار پمپ روشن به مدت کمتر از ۵ ثانیه، مگاپاسکال	۰/۵۸۸	از ۰/۳۹۲ تا ۰/۲۴۵	-	
۱۲- کاهش ناحیه مادون سرد در هر پایهٔ گرم، درجه سانتی‌گراد	۲۵	۱۰	-	
۱۳- افزایش دمای خنک‌کننده در هر پایهٔ گرم، درجه سانتی‌گراد	T_{nom}	$T_{nom+۸}$	-	T_{nom} - دما در ۱۰۰ درصد توان نامی
۱۴- کاهش سطح آب فشارنده، متر	از ۵/۱ تا ۸/۱۷	۴		مقدار سطح نامی وابستگی خطی به دمای متوسط اولیه دارد.
۱۵- افزایش فشار مولد بخار، مگاپاسکال	۶/۲۷	۷/۸۴	-	
۱۶- همزمانی سیگنال‌های: کاهش فشار مولد بخار، مگاپاسکال اختلاف دمای اشباع بین مدارهای اولیه و ثانویه بیش از، درجه سانتی‌گراد	۶/۲۷ ۶۷	۴/۹ ۷۵	-	
۱۷- افزایش پرتوی زمینه گاما در خط بخار مولد بخار، میلی سیورت بر ساعت	-	$۱۰^{-۳}$	-	
۱۸- کاهش سطح آب مولد بخار، میلی‌متر	H_{nom}	$H_{nom-۶۵۰}$	-	H_{nom} – سطح نامی در توان ۱۰۰ درصد
۱۹- افزایش فشار در محفظه ایمنی، کیلوپاسکال (نسبی)	-۰/۲	۱۳۰	-	
۲۰- رسیدن اثر لرزه به مقدار طراحی، گرم	-	۰/۲۳	-	
۲۱- کاهش فرکانس توان پمپ‌ها، هرتز	۵۰	۴۶	۱/۴	
۲۲- افزایش توان راکتور بیش از مقدار مجاز	-	-	-	یک پارامتر طراحی است. الگوریتم تولید مقدار کنترلی در توضیحات مرجع [۱] آمده است.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۲۳- قطع برق ۲۲۰ ولت ۵۰ هرتز برای دو پمپ	-	-	۳	
۲۴- قطع برق مستقیم ۲۲۰ ولت	-	-	-	
۲۵- روشن کردن کلید حفاظت اضطراری در اتاق کنترل اصلی یا اتاق کنترل اضطراری	-	-	-	

جدول شماره ۱۳: لیست سیگنال‌های فعال‌سازی سیستم‌های ایمنی

شرایط فعال‌سازی	مقدار		تأخیر، ثانیه	اقدام محافظتی	توضیح
	نامی	کنترلی			
۱- کاهش میزان مادون سرد بودن در هر پایهٔ گرم، درجه سانتی گراد	۲۵	۱۰	-	شروع سیستم‌های ایمنی: - سیستم تزریق بورون اضطراری فشار بالا - سیستم سرمایش برنامه‌ریزی شده و اضطراری - پمپ‌های سیستم اسپرینکلر شیرهای کنترلی سسیستم برداشت حرارت غیرفعال به حالت باز کامل تغییر حالت می‌دهند. شیرها محدودساز محفظهٔ ایمنی بسته می‌شوند.	دمای اشباع توسط فشار بالای قلب تعیین می‌شود.
۲- همزمانی سیگنال‌های: - سیگنال محافظت اضطراری - شار حرارتی بیش از، درصد نامی	- ۱۰۰	- ۱۰	۴	شروع به کار سیستم تزریق سریع بورون شروع به کار سیستم تزریق بورون اضطراری در تغذیه آب مدار اولیه	سیگنال محافظت اضطراری در اثر هر خاموشی اضطراری فعال می‌شود.
۳- افزایش فشار بالای قلب، مگاپاسکال	۱۵/۷ ۱۵/۷	۱۸/۱۱ ۱۸/۶	- -	باز شدن شیر اطمینان فشارنده و بسته شدن آن زمانی که فشار به کمتر از ۱۷/۲ مگاپاسکال برسد. باز شدن شیر اطمینان فشارنده و بسته شدن آن زمانی که فشار به کمتر از ۱۷/۷ مگاپاسکال برسد.	بسته شدن با فنر در ۱۶/۷ مگاپاسکال بسته شدن با فنر در ۱۷/۱ مگاپاسکال

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۴- همزمانی سیگنال‌های: - فشار بالای قلب کمتر از، مگاپاسکال - خرابی بسته شدن شیر فشارنده	۱۵/۷ -	۱۵/۷ -	-	سیم‌پیچ مغناطیسی بسته شدن شیر اطمینان فشارنده متصل است و باز شدن آن در حالت ممنوع قرار دارد و تا زمانی که سیگنال مطابق آیتم سوم این جدول فراهم شود، در حالت قطع است.	-
۵- همزمانی سیگنال‌های: - کاهش میزان مادون سرد بودن هر پایهٔ گرم، درجه سانتی‌گراد - فشار انباره بیش از، مگاپاسکال	۲۵ ۵/۸۹	۱۰ ۲/۴۵	-	شیرهای دریچه‌ای در خط تغذیه آب به مدار اولیه باز می‌شوند و بسته شدن آنها ممنوع می‌شود. (در مود گرمایش-سرمایش) ممنوعیت هنگام برطرف شدن علت سیگنال برداشته می‌شود.	-
۶- کاهش سطح آب انباره، متر	۷/۳۵	۱/۲۵	-	بسته شدن شیرهای دریچه‌ای در خط اتصال انباره به راکتور	-
۷- افزایش فشار مولد بخار، مگاپاسکال	۶/۲۷ ۶/۲۷ ۶/۲۷	۷/۸۴ ۸/۲۳ ۸/۴۳	-	شروع به کار و اتصال کانال سیستم سرمایش اضطراری مولد بخار به مولد بخار هنگامی که شرایط مقدار کنترلی در مود نگهداشت فشار در ۶/۰۸ مگاپاسکال، برسد. باز شدن اولین شیر اطمینان مولد بخار بسته شدن دوم شیر اطمینان مولد بخار و بسته ماندن تا رسیدن به فشار بسته شدن.	-
۸- همزمانی سیگنال‌های: - کاهش فشار مولد بخار، مگاپاسکال - اختلاف دمای اشباع بین مدار اولیه و ثانویه بیش از، درجه سانتی گراد - دمای خنک‌کننده اولیه در پایهٔ گرم بیش	۶/۲۷ ۶۷ T_{nom}	۴/۹ ۷۵ ۱۵۰	-	بسته شدن شیر MSIV و شیر دریچه‌ای موتوری در خط بخار مولد بخار شروع به کار همهٔ کانال‌های سیستم سرمایش اضطراری مولد بخار در مود نگهداشت فشار در ۶/۰۸ مگاپاسکال	-

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

از، درجه سانتی‌گراد					
۹- همزمانی سیگنال‌های: - کاهش فشار مولد بخار، مگاپاسکال - دمای خنک‌کننده در پایهٔ گرم بیش از، درجه سانتی‌گراد - اختلاف دمای اشباع بین مدار اولیه و ثانویه بیش از، درجه سانتی‌گراد	۶/۲۷ T_{nom} ۶۷	۴/۴۱ ۱۵۰ ۷۵	-	خاموشی پمپ در مدار مربوطه. بسته شدن شیرهای کنترل و توقف در خطوط آب تغذیه اصلی و کمکی در مولد بخار خراب شده.	-
۱۰- افزایش سطح آب مولد بخار، میلی‌متر	H_{nom}	+۳۰۰ H_{nom}	-	بسته شدن شیر MSIV و شیر دریچه‌ای موتوری در خط بخار مولد بخار	H_{nom} – سطح نامی در ۱۰۰ درصد توان

تعداد حالت‌های فعال‌سازی سیگنال سیستم محافظت اضطراری شامل ۲۴ حالت است که برای اختصار تنها ۱۰ مورد آن در جدول شماره ۱۳ ارائه شده است.

جدول شماره ۱۴: لیست سیگنال‌های حفاظت پیش‌گیرانه نوع اول و منطق تولید آنها

شرایط فعال‌سازی	مقدار		تأخیر، ثانیه	توضیح
	نامی	کنترلی		
۱- نرخ گرمایش محلی بیش از، وات بر سانتی‌متر	$q_l(h)$	$q_{ladd}(h)$	-	با نتایج ساخت و راستی‌آزمایی طبق مقدار کنترلی محافظت اضطراری تعیین می‌شود.
۲- افزایش شار نوترون در محدودهٔ کاری، درصد نامی	۱۰۰	متغیر	-	مقدار کنترلی حافظت پیش‌گیرانه توسط اپراتور بر اساس سطح توان با نسبت ۱۰۴ به ۱۰۷ نسبت به مقدار کنترلی حفاظت اضطراری تعیین می‌شود.
۳- افزایش شار نوترون، درصد نامی	۱۰۰ ۶۷ ۴۰	۱۰۴ ۷۱ ۴۴	۱۰۰ ۶۷ ۴۰	برای چهار پمپ روشن برای سه پمپ روشن کاهش مقدار کنترلی از ۱۰۴ تا ۷۱ بصورت خطی با نرخ ۰/۵ درصد مقدار نامی بر ثانیه با تأخیر زمانی ۱/۴ ثانیه پس از خاموشی پمپ برای دو پمپ روشن

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

				کاهش مقدار کنترلی از مقدار کنونی تا ۴۴ بصورت خطی با نرخ ۰/۳۳ درصد مقدار نامی بر ثانیه با تأخیر زمانی ۱/۴ ثانیه پس از خاموشی پمپ تا زمان روشن شدن پمپ‌ها مقدار کنترلی به صورت خودکار به مقدار مرتبط با تعداد پمپ‌های روش با تأخیر زمانی ۶۰ ثانیه، بازنشانی می‌شود.
۴- افزایش شار نوترون، درصدنامی	۱۰۰	۱۰۴	-	مقدار کنترلی ثابت
۵- کاهش دورهٔ پریود تغییرات شار نوترون در محدودهٔ کاری، ثانیه در محدوده روشن کردن راکتور، ثانیه	بیش از ۵۰۰ بیش از ۵۰۰	۲۰ ۲۰	- -	مقادیر سایر سطوح توان باید در مرحله طراحی کاری تعیین شود.
۶- افزایش فشار بالای قلب، مگاپاسکال	۱۵/۷	۱۶/۹	-	
۷- افزایش دمای خنک‌کننده در هر پایه گرم، درجه سانتی‌گراد	T_{nom}	T_{nom}+۳	-	T_{nom} – دما در ۱۰۰ درصد توان نامی
۸- افزایش فشار هدر بخار اصلی، مگاپاسکال	۶/۰۸	۷/۰۷	-	
۹- افزایش توان راکتور بیش از مقدار مجاز	-	-	-	یک پارامتر طراحی است. الگوریتم تولید مقدار کنترلی در توضیحات مرجع [۱] آمده است.
۱۰- فشردن کلید محافظت پیش‌گیرانه نوع اول در اتاق کنترل اصلی	-	-	-	

جدول شماره ۱۵: لیست سیگنال‌های حافظت پیش‌گیرانه نوع دوم و منطق تولید آنها

شرایط فعال‌سازی	مقدار		تأخیر، ثانیه	توضیح
	نامی	کنترلی		
۱- کاهش DNB در سطح میلهٔ سوخت	-	۱/۳۵	-	مقدار نامی و مقدار کنترلی در مرحله طراحی کاری طبق مقدار کنترلی محافظت اضطراری تعیین می‌شوند و با توجه به نتایج ساخت و راست‌آزمایی به‌روز رسانی می‌شوند. این پارامتر توسط سیستم اندازه‌گیری داخل قلب تولید می‌شود.
۲- افزایش دمای خنک‌کننده در ورودی هر مجتمع سوخت، درجه سانتی‌گراد	T_{nom}	T_{nom}+۳	-	T_{nom} از ۳۲۵ تا ۳۴۴ درجه سانتی‌گراد وابسته به شماره مجتمع سوخت توسط سیستم اندازه‌گیری داخل قلب تولید می‌شود.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۳- افزایش توان راکتور بیش از مقدار مجاز	-	-	-	یک پارامتر طراحی است. الگوریتم تولید مقدار کنترلی در توضیحات مرجع [۱] آمده است.
۴- سقوط یک خوشه میله کنترل	-	-	-	
۵- افزایش فشار بالای قلب، مگاپاسکال	۱۵/۷	۱۶/۷	-	

جدول شماره ۱۶: لیست سیگنال‌های محافظت پیش‌گیرانه شتابان و منطق تولید آنها

شرایط فعال‌سازی	مقدار		تأخیر، ثانیه	توضیح
	نامی	کنترلی		
۱- خاموشی یکی از چهار پمپ اصلی مدار اولیه	-	-	۱/۴	هنگامی که توان برابر یا بیش از ۷۵ درصد مقدار نامی باشد.
۲- خاموشی دو پمپ از چهار پمپ اصلی مدار اولیه	-	-	۱/۴	هنگامی که توان برابر یا بیش از ۷۵ درصد مقدار نامی باشد.
۳- خاموشی یکی از دو پمپ آب تغذیه و خرابی پمپ آماده‌به‌کار	-	-	۲/۰	هنگامی که توان برابر یا بیش از ۷۵ درصد مقدار نامی باشد.
۴- بسته شدن دو یا بیش از دو شیر توقف توربین	-	-	-	هنگامی که توان برابر یا بیش از ۷۵ درصد مقدار نامی باشد.
۵- قطع شدن نیروگاه از شبکه	-	-	-	
۶- قطع شدن قطع‌کننده مدار ژنواتور	-	-	-	هنگامی که توان برابر یا بیش از ۷۵ درصد مقدار نامی باشد.

همچنین برای حفاظت چندگانه و حفاظت فرایند عملکرد نرمال، سیگنال‌های متعددی لحاظ شده است که در مرجع [۳] ارائه شده‌اند.

۳-۴- حوادث افزایش در برداشت حرارت از طریق مدار ثانویه

۳-۴-۱- اشکال در سیستم آب تغذیه منجر به کاهش دمای آب تغذیه

۳-۴-۱-۱- معرفی رویداد آغازگر

بر اساس تقسیم‌بندی رویدادهای آغازگر، این رویداد در گروه ۲ قرار دارد که از نوع شرایط خرابی مورد انتظار با فرکانس بیش از $۱۰^{-۲}$ بار در سال به ازای هر راکتور است.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۳-۴-۱-۲- علل و شناسایی رویداد

رویداد آغازگری که با کاهش دمای آب تغذیه همراه است، می‌تواند در اثر قطع شدن HPH، ایجاد شود. کاهش دمای آب تغذیه کمکی در اثر قطع شدن HPH، منجر به کاهش فشار ثانویه و به دنبال آن، افزایش برداشت حرارت از سمت اولیه، می‌شود. کاهش فشار ثانویه، می‌تواند منجر به افزایش توان راکتور شود.

۳-۴-۱-۳- توالی رویدادها و عملکرد سیستم‌ها

در تحلیل شرایط حادثه، سه سناریو برای این رویداد آغازگر وابسته به حالت اولیهٔ APC، ممکن است:

- مود T: ثابت نگهداشتن فشار ثانویه،
- مود N: ثابت نگهداشتن توان نوترونی راکتور،
- عدم لحاظ عملکرد APC.

در مود N، راکتیویته مثبت ناشی از بازخوردهای حرارتی خنک‌کننده با راکتیویتهٔ منفی حاصل از ورود میله‌های کنترل گروه کاری به داخل قلب، جبران شده و توان راکتور افزایش نمی‌یابد.

در مود T: در اثر کاهش فشار در ثانویه، APC، توان راکتور را با خروج میله‌های کنترل گروه کاری، افزایش می‌دهد. در کنار آن، در اثر القای راکتیویته مثبت خنک‌کننده نیز، توان افزایش می‌یابد. در پاسخ به سیگنال افزایش توان نوترونی راکتور بیش از ۱۰۱ درصد توان نامی، مود عملکرد APC به مود N تغییر می‌یابد.

مدت زمانی که عملکرد APC در مود T است، قابل توجه نیست و طبیعتاً سناریوی آن مشابه سناریوی عملکرد APC در مود N است. بر این اساس، دو سناریو برای محاسبات تحلیل این رویداد در نظر گرفته می‌شود:

- عمل کردن APC در مود ثابت نگهداشتن توان نوترونی (مود N)،
- APC در زمان حادثه در حال کار نباشد.

در محاسبات تحلیل حادثه، فرض می‌شود که طی ۲۰ ثانیه دما از ۲۲۵ به ۱۶۰ درجه سانتی‌گراد به عنوان رویداد آغازگر، کاهش می‌یابد. همچنین در محاسبات به صورت محافظه کارانه فرض می‌شود کنترل‌کنندهٔ دبی جریان بخار به سمت توربین کار نمی‌کند و دبی جریان بخار به صورت محافظه‌کارانه، پیوسته در نظر گرفته می‌شود.

عملکرد سیستم‌های عملکردی نرمال زیر در تحلیل لحاظ نمی‌شود:

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

- RUPL، PP-1، PP-2 و APP،
- AFWP،
- PRZ THE،
- سیستم کنترل حجم و شیمی.

تحلیل محاسبات با لحاظ فرضیات قطع توان خارجی نیروگاه، طبق روش مفروض در شرایط مرتبط با حوادث گروه ۲ انجام می‌شود. قطع توان نیروگاه می‌تواند در هر لحظه پس از تریپ توربین، یا شروع حرکت میله‌های کنترل پس از اسکرم، طبق فرضیات شرایط گروه ۲ انجام شود.

در این حادثه، یک خرابی تنها در یک سیستم ایمنی عمل‌کننده در توسعه رویداد آغازگر رخ می‌دهد. در رویداد آغازگر مورد نظر، سیگنال‌های فعال‌سازی SG ECD، BRU-A، SG PORV و PRZ PORV توسط سیستم ایمنی فرایند، تولید می‌شوند.

۳-۴-۱-۴- معیارهای پذیرش ایمنی

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱، ۲، ۳ و ۶ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

۳-۴-۱-۵- سناریوی حادثه

جدول شماره ۱۷: سناریوی حادثهٔ اشکال در سیستم آب تغذیه ناشی از کاهش دمای آب تغذیه

زمان، ثانیه	رویداد	علت
۰	قطع HPH	رویداد آغازگر
۰ – ۲۰	کاهش دمای آب تغذیه از ۲۲۵ به ۱۶۰ درجه	
۶۴/۷-۶۵/۳	بسته شدن شیر توربین	کاهش فشار تا ۵/۱۰ مگاپاسکال
۷۸/۲	شروع تولید سیگنال باز شدن BRU-A	رسیدن فشار بخار به ۷/۲ مگاپاسکال
۷۹/۷	شروع باز شدن BRU-A سه مولد بخار و خرابی آن در مولد بخار ۱	
۸۰/۹	قطع برق نیروگاه: - خاموشی پمپ‌های مدار اولیه - قطع آب تغذیه اصلی و کمکی شروع تولید سیگنال اسکرم	برق نیروگاه ۱/۹ ثانیه پیش از حرکت میله‌های کنترل برای اسکرم که در اثر فشار اولیه بالای ۱۷/۶ تولید شده است، قطع می‌شود. در اثر خاموشی بیش از دو پمپ در بیش از ۵ درصد توان نامی
۸۲/۸	شروع حرکت میله‌های کنترل	اسکرم راکتور

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۸۳/۱	شروع تولید سیگنال اتصال کانال ECD به مولد بخار ۱ در مود نگهداشت فشار (خرابی مفروض است)	رسیدن فشار مولد بخار به ۷/۸۴ مگاپاسکال
۸۳/۳	شروع تولید سیگنال اتصال کانال ECD به مولدهای بخار ۲ تا ۴ در مود نگهداشت فشار (در حال تعمیر بودن برای کانال مولد بخار ۲ مفروض است)	رسیدن فشار مولد بخار به ۷/۸۴ مگاپاسکال
۸۳/۹	شروع تولید سیگنال بازکردن شیر PRZ PORV (خرابی باز شدن یکی مفروض است)	رسید فشار بالای قلب به ۱۸/۶ مگاپاسکال
۸۵/۴	شروع باز شدن شیرهای PRZ PORV	
۸۶/۸	شروع تولید سیگنال باز شدن شیر PORV مولد بخار ۱	رسیدن فشار بخار در خط بخار ۱ به بیش از ۸/۲۳ مگاپاسکال
۸۷/۰	شروع تولید سیگنال باز شدن شیر PORV مولدهای بخار ۲ تا ۴	رسیدن فشار بخار در خطوط بخار ۲ تا ۴ به بیش از ۸/۲۳ مگاپاسکال
۹۰/۲	بسته شدن شیرهای PRZ PORV	رسیدن فشار بالای قلب کمتر از ۱۷/۷ مگاپاسکال
۱۰۳/۶	بسته شدن شیرهای اول PORV مولدهای بخار ۲ تا ۴	رسیدن فشار در خطوط بخار مربوطه کمتر از ۶/۸۹ مگاپاسکال
۱۰۴/۳	بسته شدن شیر اول PORV مولد بخار ۱	رسیدن فشار در خط بخار مربوطه کمتر از ۶/۸۹ مگاپاسکال
۱۸۴/۸	شروع به کار کانال‌های ECD مولدهای بخار ۲ تا ۴	
۱۹۴/۳	توقف خروج بخار از شیرهای BRU-A خطوط بخار ۲ تا ۴	کاهش فشار کمتر از مقدار کنترلی شیر BRU-A
۲۰۴/۶	شروع عملکرد کانال PHRS مولد بخار ۱	همزمانی دو سیگنال: - سیگنال اتصال کانال ECD - دبی جریان تقطیر برگشتی از ECD کمتر از ۱۳۰ مترمکعب بر ساعت
۲۰۴/۸	شروع عملکرد کانال PHRS مولد بخار ۲	همزمانی دو سیگنال: - سیگنال اتصال کانال ECD - دبی جریان تقطیر برگشتی از ECD کمتر از ۱۳۰ مترمکعب بر ساعت
۲۰۴/۸	فعال شدن کانال ECD مولدهای بخار ۳ و ۴	
۳۶۰۰	پایان محاسبات	

۳-۴-۲- اشکال در سیستم آب تغذیه منجر به افزایش نرخ جریان آب تغذیه

۳-۴-۲-۱- معرفی رویداد آغازگر

بر اساس تقسیم‌بندی رویدادهای آغازگر، این رویداد در گروه ۲ قرار دارد که از نوع شرایط خرابی مورد انتظار با فرکانس بیش از 10^{-2}بار در سال به ازای هر راکتور است.

همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۳-۴-۲-۲- علل و شناسایی رویداد

افزایش دبی جریان آب تغذیه مولد بخار می‌تواند ناشی از خرابی مدار کنترلی سطح آب در مولد بخار باشد که منجر به باز شدن نابجای شیر کنترل سیستم آب تغذیه مولد بخار می‌شود.

۳-۴-۲-۳- توالی رویدادها و عملکرد سیستم‌ها

در تحلیل شرایط حادثه، فرضیات زیر به کار می‌روند:

- در اثر وقوع رویداد آغازگر، در نرخ جریان آب تغذیه یکی از مولدهای بخار افزایشی تا ۱۱۰ درصد مقدار نامی رخ می‌دهد.
- عملکرد RUPL، PP-1، PP-2 و APP و سیستم شیمی در حادثه لحاظ نمی‌شود.
- محاسبات با فرض قطع برق خارجی نیروگاه انجام می‌شود. قطع توان تولیدی نیروگاه در لحظه شروع حرکت میله‌های کنترل در پاسخ به تولید سیگنال اسکرم راکتور رخ می‌دهد. با قطع برق نیروگاه سیستم فشارنده، شیر BRU-K و AFWP نیز از کار خواهد افتاد.

۳-۴-۲-۴- معیارهای پذیرش ایمنی

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱، ۲، ۳ و ۶ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

۳-۴-۲-۵- سناریوی حادثه

جدول شماره ۱۸: سناریوی حادثهٔ اشکال در سیستم آب تغذیه ناشی افزایش نرخ جریان آب تغذیه

زمان، ثانیه	رویداد	علت
۰	افزایش ۱۰ درصدی جریان آب تغذیه در مولد بخار ۳	رویداد آغازگر
۱۳۱/۲	خاموشی پمپ مدار ۳	در اثر افزایش سطح آب در مولد بخار ۳ بیش از ۲۰۰ میلی‌متر نسبت به مقدار نامی در دمای بیش از ۱۵۰ درجه خنک کننده پایه‌های گرم
۱۳۷/۷	حرکت میله‌های حفاظت اضطراری به داخل قلب	در اثر خاموشی یک پمپ مدار اولیه در توانی بیش از ۷۵ درصد نامی
۱۳۷/۷	قطع برق نیروگاه: بسته شدن شیر توربین خاموشی بقیه پمپ‌ها قطع آب تغذیه اصلی و کمکی	
۱۳۹/۷	شروع به کار دیزل ژنراتورها بر اساس برنامهٔ مرحله‌ای	به عنوان نتیجه قطع برق نیروگاه

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۱۴۲/۳	شروع باز شدن شیر BRU-A در خط بخار ۱، ۲ و ۴ (خرابی این شیر در خط بخار ۳ مفروض است)	افزایش فشار در خطوط بخار بیش از ۷/۲ مگاپاسکال
۱۴۶/۵	شروع تولید سیگنال اتصال کانال ECD به مولد بخار ۱ در مود نگهداشت فشار	رسیدن فشار مولد بخار به ۷/۸۴ مگاپاسکال
۱۴۶/۷	شروع تولید سیگنال اتصال کانال ECD به مولد بخار ۲ و ۴ در مود نگهداشت فشار (فرض می‌شود کانال ECD مولد بخار ۲ در حال تعمیر است.)	رسیدن فشار مولد بخار به ۷/۸۴ مگاپاسکال
۱۴۷/۲	شروع تولید سیگنال اتصال کانال ECD به مولد بخار ۳ در مود نگهداشت فشار	رسیدن فشار مولد بخار به ۷/۸۴ مگاپاسکال
۲۴۸/۲	شروع به کار کانال ECD مولد بخار ۴	
۲۴۸/۷	شروع به کار کانال ECD مولد بخار ۳	
۲۶۸	توقف خروج بخار از طریق شیر BRU-A در خطوط بخار ۱، ۲ و ۴	کاهش فشار در خط بخار کمتر از مقدار کنترلی ۶/۶۷ مگاپاسکال
۲۶۸/۲	شروع به کار کانال PHRS با اتصال به مولد بخار ۲	همزمانی دو سیگنال: - سیگنال اتصال کانال ECD - دبی جریان تقطیر برگشتی از ECD کمتر از ۱۳۰ مترمکعب بر ساعت
۶۰۰۰	پایان محاسبات	

۳-۴-۳- بازشدن نابجای شیر ایمنی مولد بخار، شیر BRU-A و یا شیر BRU-K به همراه خرابی بسته‌شدن

این رویداد آغازگر مربوط به حوادث گروه ۲ و از نوع افزایش برداشت حرارت توسط سمت ثانویه می‌باشد. رویدادهای این گروه در نهایت می‌توانند پس از رفع علت خرابی، منجر به خاموشی راکتور شوند.

۳-۴-۳-۱- علل و شناسایی رویداد

علت رویداد آغازگر منجر به بازشدن نابجای شیرهای اطمینان مولد بخار، می‌تواند موارد زیر باشد:

- سیگنال نادرست در مدارهای الکتریکی سیستم کنترل،
- اقدام نادرست اپراتور.

این حادثه با علائم زیر قابل شناسایی است:

- کاهش فشار مدار ثانویه،
- کاهش دمای خنک‌کننده در ورودی راکتور،
- حالت باز شیر مهار بخار در نمایشگر موقعیت.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

در این حادثه به دلیل کاهش فشار در ثانویه و افزایش جوشش، گرمای بیشتری از مدار اولیه برداشت می‌شود.

۳-۴-۳-۲- معیارهای پذیرش

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱، ۲، ۳ و ۴ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

۳-۴-۳-۳- توالی رویدادها و عملکرد سیستم‌ها

برای این حادثه دو سناریو در نظر گرفته شده است. سناریوی اول شامل اسکرم کامل راکتور و سناریوی دوم کنترل راکتور با گروه‌های میله‌های کنترل ۹ و ۱۰ می‌باشد. سناریوی ۱ در جدول شماره ۱۹ ارائه شده است.

۳-۴-۳-۴- سناریوی حادثه (حالت ۱)

جدول شماره ۱۹: سناریوی حادثهٔ بازشدن نابجای شیر ایمنی مولد بخار، شیر BRU-A و یا شیر BRU-K به همراه خرابی بسته‌شدن

زمان، ثانیه	رویداد	علت
۰	باز شدن نابجای شیر PORV مولد بخار ۲ و خرابی بسته شدن	رویداد آغازگر
۱	باز شدن کامل شیر SG PORV	مدت زمان باز شدن ۱ ثانیه
۲۵	شروع تولید سیگنال اسکرم	افزایش توان نوترونی بیش از ۱۰۷ درصد توان نامی
۲۶/۲	شروع سقوط میله‌های کنترل	تأخیر زمانی پس از تولید سیگنال – ۱/۲ ثانیه
۳۰/۲	قرار گرفتن میله‌های کنترل در پایین‌ترین موقعیت	زمان سقوط ۴ ثانیه
۳۶/۲ – ۳۶/۸	بسته شدن شیر توربین	تأخیر زمانی ۱۰ ثانیه پس از شروع سقوط میله‌های کنترل
۳۶/۸	قطع شدن HPH	بسته شدن شیر توربین
۴۷۱/۶	سیگنال بسته شدن MSIV در خط بخار ۲ خرابی بسته شدن MSIV در خطر بخار ۲ مفروض است. شروع به کار همه کانال‌های ECD در مود نگهداشت فشار ۶/۰۸ مگاپاسکال	همزمانی سیگنال‌های: کاهش فشار مولد بخار ۲ زیر ۴/۹ مگاپاسکال اختلاف بین دمای اشباع اولیه و ثانویه بیش از ۷۵ درجه دمای بیش از ۱۵۰ درجه در پایه‌های گرم
۴۷۱/۶	خاموش شدن پمپ مدار ۲ بسته شدن شیرهای کنترل و توقف آب تغذیه اصلی و کمکی مولد بخار ۲	همزمانی سیگنال‌های: کاهش فشار مولد بخار زیر ۴/۴۱ مگاپاسکال کاهش فشار مولد بخار ۲ زیر ۴/۹ مگاپاسکال اختلاف بین دمای اشباع اولیه و ثانویه بیش از ۷۵ درجه دمای بیش از ۱۵۰ درجه در پایه‌های گرم
۴۸۷/۴	سیگنال بسته شدن MSIV در خط بخار ۱، ۳ و ۴	همزمانی سیگنال‌های: کاهش فشار مولد بخار ۱، ۳ و ۴ زیر ۴/۹ مگاپاسکال

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

		اختلاف بین دمای اشباع اولیه و ثانویه بیش از ۷۵ درجه دمای بیش از ۱۵۰ درجه در پایه‌های گرم
۴۸۷/۴	خاموش شدن پمپ مدار ۱، ۳ و ۴ بسته شدن شیرهای کنترل و توقف آب تغذیه اصلی و کمکی مولد بخار ۱، ۳ و ۴	همزمانی سیگنال‌های: کاهش فشار مولد بخار زیر ۴/۴۱ مگاپاسکال کاهش فشار مولد بخار ۱، ۳ و ۴ زیر ۴/۹ مگاپاسکال اختلاف بین دمای اشباع اولیه و ثانویه بیش از ۷۵ درجه دمای بیش از ۱۵۰ درجه در پایه‌های گرم
۲۷۱۶/۹	شروع به کار سیستم ECD در مولد بخار ۱، ۳ و ۴ در مود نگهداشت فشار	رسیدن فشار مولدهای بخار ۱، ۳ و ۴ بیش از ۶/۰۸ مگاپاسکال
۳۶۰۰	پایان محاسبات	پایدارشدن پارامترهای اولیه و ثانویه و قرار گرفتن نیروگاه در شرایط کنترل شده

۳-۴-۴- افزایش جریان بخار به سمت توربین در اثر خرابی یا ایجاد اشکال در کنترل‌کنندهٔ فشار بخار (افزایش آنی بار توربین به بیش از ۱۰ درصد مقدار نامی)

۳-۴-۴-۱- علت حادثه

همانگونه که از عنوان حادثه مشخص است، رویداد آغازگر حادثه می‌تواند در اثر خرابی کنترل‌کننده فشار بخار ایجاد شود. افزایش نرخ جریان بخار به سمت توربین باعث عدم تعادل حجم بخار تولید شده در مولد بخار و بخار برداشت شده به سمت توربین شده که منجر به کاهش فشار ثانویه و افزایش برداشت حرارت از اولیه می‌شود. کاهش فشار ثانویه می‌تواند منجر به افزایش توان راکتور گردد.

۳-۴-۴-۲- معیارهای پذیرش

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱، ۲، ۳ و ۶ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

۳-۴-۴-۳- سناریوی حادثه

جدول شماره ۲۰: سناریوی حادثهٔ افزایش جریان بخار به سمت توربین در اثر خرابی یا ایجاد اشکال در کنترل‌کنندهٔ فشار بخار

زمان، ثانیه	رویداد	علت
۰ - ۱	افزایش جریان بخار به توربین به میزان ۱۰ درصد	رویداد آغازگر
۴۰۶/۶ – ۴۰۷/۲	بسته شدن شیر توربین	کاهش فشار هدر بخار اصلی به ۵/۱۰ مگاپاسکال

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۴۱۸/۵	شروع تولید سیگنال بازشدن BRU-A در هر چهار خط بخار	افزایش فشار همه خطوط فشار تا ۷/۲۰ مگاپاسکال
۴۱۸/۷	قطع برق نیروگاه (فرض محافظه‌کارانه): خاموشی پمپ‌های اصلی مدار اولیه قطع آب تغذیه اصلی و کمکی شروع تولید سیگنال اسکرم	۱/۹ ثانیه پیش از شروع حرکت میله‌های کنترل (افزایش فشار بالای قلب تا ۱۷/۶ مگاپاسکال) در اثر خاموشی بیش از دو پمپ اصلی در توان بیش از ۵ درصد توان نامی
۴۲۰	شروع بازشدن شیر BRU-A در خطوط بخار ۲ تا ۴ و کار در مود کنترلی (خرابی BRU-A در خط بخار ۱ مفروض است.)	
۴۲۰/۶	شروع حرکت میله‌های کنترل	اسکرم راکتور
۴۲۱/۷	شروع تولید سیگنال باز شدن شیر PRZ PORV (خرابی یکی مفروض است.)	افزایش فشار بالای قلب تا ۱۸/۶ مگاپاسکال
۴۲۳/۲	شروع بازشدن شیرهای PRZ PORV	
۴۲۳/۴	شروع تولید سیگنال اتصال کانال‌های ECD به مولد بخار ۱ در مود نگهداشت فشار (خرابی ECD مولد بخار ۱ مفروض است.)	رسیدن فشار مولد بخار به ۷/۸۴ مگاپاسکال
۴۲۳/۵	شروع تولید سیگنال اتصال کانال‌های ECD به مولد بخار ۲ تا ۴ در مود نگهداشت فشار (در حال تعمیر بودن ECD مولد بخار ۲ مفروض است.)	رسیدن فشار مولدهای بخار به ۷/۸۴ مگاپاسکال
۴۲۸/۵	بسته شدن شیرهای اطمینان PRZ PORV	فشار بالای قلب کمتر از ۱۷/۷ مگاپاسکال
۴۲۹/۱	شروع تولید سیگنال باز شدن PORV مولد بخار ۱	فشار در خط بخار ۱ بیش از ۸/۲۳
۴۲۹/۵	شروع تولید سیگنال باز شدن PORV مولد بخار ۲ تا ۴	فشار در خط بخار ۲ تا ۴ بیش از ۸/۲۳
۴۴۲	بسته شدن اولین شیرهای PORV در مولدهای بخار ۲ تا ۴	کاهش فشار بخار در خطوط بخار کمتر از ۶/۸۹ مگاپاسکال
۴۴۲	بسته شدن اولین شیر PORV در مولد بخار ۱	کاهش فشار بخار در خط بخار کمتر از ۶/۸۹ مگاپاسکال
۵۲۵	شروع به توان رسیدن کانال‌های ECD در مولد بخار ۳ و ۴	
۵۳۵	پایان یافتن مهار بخار از شیرهای BRU-A در خطوط بخار ۲ تا ۴	کاهش فشار کمتر از مقدار کنترلی
۵۴۴/۹	شروع عملکرد کانال PHRS در مولد بخار ۱	همزمانی سیگنال‌های: - سیگنال اتصال کانال ECD - دبی جریان تقطیر برگشتی از ECD کمتر از ۱۳۰ مترمکعب بر ساعت

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۵۴۵	شروع عملکرد کانال PHRS در مولد بخار ۲	همزمانی سیگنال‌های: - سیگنال اتصال کانال ECD - دبی جریان تقطیر برگشتی از ECD کمتر از ۱۳۰ مترمکعب بر ساعت
۵۴۵	به توان رسیدن کانال‌های ECD در مولد بخار ۳ و ۴	
۳۶۰۰	پایان محاسبات	

در ادامه، جهت رعایت اختصار، برای سایر حوادث تنها بخش معرفی حوادث ارائه می‌شود.

۳-۴-۵- شکست خط لولهٔ ثانویه (شکست کوچک)

این حادثه در گروه ۳ قرار دارد و مربوط به افزایش برداشت حرارت از طریق ثانویه می‌شود. قطر شکست در این حادثه بین ۲۰ تا ۱۰۰ میلی‌متر بوده و وابسته به موقعیت و اتصالات و نازل‌های آب در بخش آب مولد بخار است. تحلیل حادثه نشان می‌دهد که نشت خنک‌کننده ثانویه با افزایش آب تغذیه اصلی قابل جبران است. این حادثه می‌تواند در خط لولهٔ ثانویه با قطر معادل ۲۰ میلی‌متر ایجاد شود. با این حال در سطح آب مولد بخار معیوب شده کاهش چشمگیری رخ نمی‌دهد. این نشت تا زمان خالی شدن مخزن هوازدای آب تغذیه جبران می‌شود. با خالی شدن این مخزن، همه پمپ‌های آب تغذیه خاموش شده و به دنبال آن آب تغذیه قطع می‌شود. در این حالت، حادثه مشابه شرایط حادثه خرابی کنترل کننده آب تغذیه (حادثه ۳-۵-۶-) خواهد شد.

برای این حادثه، شکست خط لوله آب چگالیده بازگشتی از سیستم PHRS در مولد بخار ۲ در نظر گرفته شده است.

۳-۴-۶- طیف شکست‌های خط بخار داخل و خارج محفظهٔ ایمنی شامل پایین دست شیر ایزوله‌کننده

این حادثه شامل خروجی دو طرفه بخار از شکست در بالادست شیر MSIV در خط بخار است. این شکست در دو حالت داخل و خارج محفظهٔ ایمنی در نظر گرفته می‌شود.

این حادثه در گروه ۴ قرار دارد. شرایط این حادثه به افزایش برداشت حرارت از مدار اولیه منجر می‌شود. علائم شناسایی این حادثه عبارتند از:

- کاهش فشار ثانویه، بخصوص در مولد بخاری که خط بخار آن دچار حادثه شده است،
- کاهش فشار اولیه،
- کاهش دمای خنک‌کننده در ورودی قلب،

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

- افزایش فشار در محفظه ایمنی در شرایطی که شکست داخل آن باشد.

در این حادثه، در اثر بازخوردهای دما و چگالی خنک‌کننده، افزایش توان راکتور محتمل است.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱، ۲، ۳، ۴، ۵ و ۶ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

۳-۵- حوادث کاهش در برداشت حرارت از طریق مدار ثانویه

۳-۵-۱- کاهش جریان بخار به توربین در اثر خرابی یا اشکال در کنترل‌کنندهٔ فشار بخار

این حادثه در گروه ۲ قرار دارد و از نوع کاهش در برداشت حرارت از طریق مدار ثانویه می‌باشد. در این حادثه در اثر وقوع رویداد آغازگر، کاهش ۶۰ درصدی جریان بخار به توربین (حداکثر کاهش جریان بخار به تروبین در یک محدودهٔ کنترلی) در نظر گرفته می‌شود. این کاهش جریان بخار می‌تواند در اثر خرابی یا اشکال در کنترل‌کنندهٔ بالادست توربین رخ دهد. در نتیجه این رویداد، افزایش ناگهانی فشار ثانویه رخ خواهد داد و در پی آن، بدلیل کاهش برداشت حرارت، افزایش دما و فشار مدار اولیه حاصل می‌شود.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱ و ۳ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

۳-۵-۲- بسته‌شدن شیرهای توقف توربین یا از دست رفتن بار الکتریکی خارج سایت

این حادثه در گروه ۲ قرار دارد و از نوع کاهش برداشت حرارت از طریق مدار ثانویه است. در این حادثه شیر توقف توربین بسته می‌شود. این رویداد می‌تواند در اثر قطع شدن خلأ چگالنده، جابجایی محوری روتور یا افت فشار سیستم روغن‌کاری باشد. با بسته شدن شیر توربین، توربوژنراتور نیز متوقف می‌گردد. از دست رفتن بار الکتریکی باعث سوئیچ توربین به سیستم‌های کمکی نیروگاه می‌شود، اگرچه سیستم کنترل نیروگاه همیشه حریف چنین تحریکات مهمی که مکرراً منجر به فعال‌شدن سیستم حفاظت توربین برای بستن شیر توربین می‌شوند، نمی‌گردد.

حالت‌های از دست رفتن بار الکتریکی خارج سایت که بیشترین فرکانس وقوع دارند، معمولاً اتصال کوتاه هستند. با از دست رفتن بار الکتریکی خارج سایت توان توربوژنراتور به سطح سیستم‌های کمکی نیروگاه یا تا ۸ درصد توان نامی کاسته می‌شود.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

در این حالت، فرایند حادثه وخامت کمتری نسبت به حالت بسته شدن شیر توربین دارد. رویداد آغازگر این حادثه با افزایش شدید فشار در بخش ثانویه و به دنبال آن افزایش دما و فشار اولیه در اثر کاهش برداشت حرارت شناسایی می‌شود.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱ و ۳ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

۳-۵-۳- قطع جریان آب تغذیه نرمال (به جز شکست خط لوله آب تغذیه)

این حادثه در گروه ۲ قرار دارد و از نوع کاهش برداشت حرارت از طریق مدار ثانویه است. قطع آب تغذیه نرمال می‌تواند در اثر عوامل زیر رخ دهد:

- تولید سیگنال تریپ همزمان همه پمپ‌های آب تغذیه در اثر فعال شدن حفاظت فرایند پمپ‌ها و خرابی پمپ آماده به کار و پمپ آب تغذیه کمکی،
- تولید سیگنال اشتباه تریپ همزمان همه پمپ‌های آب تغذیه (اصلی و آماده به کار) و پمپ‌های آب تغذیه کمکی (به عنوان مثال به دلیل سطح پایین آب در بخش ثانویه هوازدا)،
- بسته شدن شیرهای موجود در خط آب تغذیه برای همه یا یک مولد بخار در اثر سیگنال اشتباه و خطای اپراتور.

این حادثه برای حالت‌های زیر در نظر گرفته می‌شود:

- قطع آب تغذیه به همه مولدهای بخار در اثر بسته شدن شیرهای دریچه‌ای در خطوط آب تغذیه،
- قطع آب تغذیه به همه مولدهای بخار در اثر تریپ همه پمپ‌های آب تغذیه اصلی و کمکی،
- قطع آب تغذیه به یک مولد بخار.

در اثر وقوع رویداد آغازگر، فشار ثانویه افزایش می‌یابد، سطح آب در حال جوش در مولد بخار کاهش می‌یابد، و در اثر آن، افزایش فشار و دمای مدار اولیه در اثر کاهش برداشت حرارت از سمت اولیه رخ می‌دهد.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱ و ۳ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۳-۵-۴- بسته‌شدن اشتباهی شیر ایزوله‌کننده بخار اصلی

این حادثه در گروه ۲ قرار دارد و از نوع کاهش برداشت حرارت از طریق مدار ثانویه است. شیر MSIV می‌تواند در اثر سیگنال اشتباه بسته شدن یا خرابی سیستم کنترل آن بسته شود و موجب افزایش سریع فشار در مولد بخار شود.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱ و ۳ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

۳-۵-۵- قطع توان غیر اضطراری به سیستم‌های کمکی (قطع توان نیروگاه)

این حادثه در گروه ۲ قرار دارد و از نوع کاهش برداشت حرارت از طریق مدار ثانویه است. قطع توان نیروگاه می‌تواند در اثر خرابی سیستم تأمین توان نیروگاه، به خصوص هنگام افت ولتاژ در ترانسفورهای آماده به کار طی عمل اقدامات پشتیبانی ترانسفورهای واحد رخ دهد. در اثر رویداد آغازگر، فشار اولیه افزایش می‌یابد و سطح آب در مولد بخار کاهش یافته، به دنبال آن در اثر کاهش برداشت حرارت از اولیه، دما و فشار اولیه افزایش می‌یابد. برای مهار حادثه قطع توان غیراضطراری (قطع برق نیروگاه)، آب تغذیه اصلی و کمکی قطع و پمپ‌های مدار اول متوقف شده و شیر توربین بسته می‌شود و به دنبال آن سیگنال خاموشی راکتور صادر می‌گردد. سپس سیستم‌های برداشت حرارت از مولد بخار در شرایط اضطراری وارد عمل می‌شوند و نیروگاه به شرایط پایدار می‌رسد.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱ و ۳ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

۳-۵-۶- شکست خط لولهٔ آب تغذیه اصلی مولد بخار

این حادثه در گروه ۴ قرار دارد و از نوع کاهش برداشت حرارت از طریق مدار ثانویه است. دو سناریو برای این حادثه قابل بررسی است:

- شکست کلکتور آب تغذیه،
- شکست گیوتینی خط لولهٔ آب تغذیه یک مولد بخار در بخش ایزوله نشده (بین شیر یک‌طرفه و مولد بخار).

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

در حالت شکست کلکتور آب تغذیه در اثر کاهش فشار در کلکتور، شیرهای یک طرفه موجود در خط لوله آب تغذیه تقریباً به صورت آنی بسته شده و تغذیه آب به همه مولدهای بخار قطع می‌شود.

در حالت دوم نشت ایزوله نشده خنک کننده ثانویه به محفظه ایمنی رخ می‌دهد. شکست گیوتینی خط لوله آب تغذیه یک فرض بسیار محافظه‌کارانه در قیاس با شکست جزئی است، چراکه در این حالت خروج مخلوط بخار و آب از شکست در زمان کمتری انجام می‌پذیرد و تخلیه مولد بخار سریع‌تر صورت می‌گیرد و بنابراین منجر به گرمایش سریع‌تر مدار اولیه خواهد شد. در این نوع از شکست فرض می‌شود کاهش فشار در هد پمپ آب تغذیه تا حد کنترلی توقف پمپ رخ می‌دهد و بنابراین قطع آب تغذیه از مخزن هوازدا به همهٔ مولدهای بخار بسیار محتمل است. همچنین این امر به گرم‌تر شدن سریع‌تر مدار اولیه کمک می‌کند.

حادثهٔ با شکست گیوتینی خط لولهٔ آب تغذیه بر اساس علائم زیر قابل شناسایی است:

- کاهش فشار در کلکتور آب تغذیه،
- کاهش فشار در مولد بخار آسیب دیده،
- کاهش سطح آب در مولد بخار آسیب دیده.

حادثه با شکست کلکتور آب تغذیه بر اساس علائم زیر قابل شناسایی است:

- کاهش فشار در کلکتور آب تغذیه،
- کاهش فشار در همه مولدهای بخار،
- کاهش سطح آب در همه مولدهای بخار.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱، ۲، ۵، ۶ و ۷ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۳-۶- حوادث کاهش در نرخ جریان مدار اولیه

۳-۶-۱- خاموشی تعداد مختلف پمپ خنک‌کننده راکتور

این حادثه در گروه ۲ قرار دارد و از نوع کاهش نرخ جریان مدار اولیه است. رویداد آغازگرِ خاموش شدن تعدادی پمپ خنک‌کننده راکتور می‌تواند در اثر خرابی شبکه تأمین توان پمپ‌ها رخ دهد. در اثر تریپ پمپ‌های خنک‌کننده، جریان عبوری از راکتور کاهش می‌یابد و دمای خنک‌کننده خروجی راکتور افزایش می‌یابد که منجر به افزایش فشار مدار اولیه می‌شود.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱ و ۳ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

۳-۶-۲- انحرافات اضطراری فرکانس شبکه

این حادثه در گروه ۲ قرار دارد و از نوع کاهش نرخ جریان مدار اولیه است. انحرافات اضطراری فرکانس شبکه می‌تواند در اثر عدم تعادل بین توان تولیدی مناب توان شبکه و بار مصرف‌کننده توان متصل به شبکه رخ دهد. در صورت کاهش فرکانس شبکه از ۴۹ به ۴۶/۰۱ هرتز، فرض می‌شود که قطع توان نیروگاه رخ داده است، چراکه با رسیدن فرکانس به ۴۶/۰۱ هرتز شبکه مختل و قطع خواهد شد. در این حادثه فرکانس شبکه به حد پایین که منجر به اسکرم راکتور می‌شود، نمی‌رسد.

افزایش مصرف توان در قیاس با میزان تولید برای شبکه، می‌تواند منجر به اخلال در شبکه شده و در پی آن فعال‌شدن اقدامات حفاظتی قطع منابع تولید برق از شبکهٔ توان بدلیل حفاظت داخلی و به دنبال آن واکنش زنجیره‌ای ناشی از این قطع شدن شود.

توالی این شرایط با شرایط قطع برق متفاوت است. در واقع با کاهش فرکانس شبکه، سرعت دورانی محور پمپ‌های خنک‌کننده کاهش یافته و جریان خنک‌کننده در راکتور کاهش می‌یابد و فشار و دمای خنک‌کننده پیش از قطع توان افزایش می‌یابد.

این حادثه شامل بررسی ملاحظات محافظه‌کارانه کاهش آنی فرکانس شبکه از ۴۹ هرتز به ۴۶/۰۱ هرتز در ۰/۱ ثانیه بررسی است.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

در اثر از دست رفتن توان، افزایش فشار اولیه و ثانویه و کاهش سطح آب در مولد بخار رخ می‌دهد و در پی آن بدلیل کاهش برداشت حرارت از اولیه، دما و فشار اولیه افزایش خواهد یافت.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱، ۲، ۳ و ۶ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

۳-۶-۳- شکست ناگهانی یا خرابی محور یکی از پمپ‌های مدار اولیه

این حادثه در گروه ۴ قرار دارد و از نوع کاهش نرخ جریان مدار اولیه است. شکست یا خرابی ناگهانی محور یکی از پمپ‌های خنک‌کننده اصلی می‌تواند در اثر خرابی مکانیکی محفظهٔ پمپ در اثر برخورد اجسام خارجی، شکست در پروانه پمپ یا بخش عایق‌ساز پمپ ایجاد شود. شرایط لحاظ شده با کاهش جریان خنک‌کننده از میان راکتور و در پی آن افزایش پارامترهای مدار اولیه در اثر کاهش برداشت حرارت از قلب راکتور شناسایی می‌شود.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱، ۲، ۵، ۶ و ۷ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

۳-۷- حوادث افزایش میزان آب مدار اولیه

۳-۷-۱- اختلال در سیستم کنترل حجم و شیمی منجر به افزایش موجودی خنک‌کننده اولیه در اثر تزریق آب

این حادثه در گروه ۲ قرار دارد و از نوع افزایش میزان موجودی آب مدار اولیه است. خرابی در سیستم کنترل و شیمی آب منجر به افزایش موجودی آب مدار اولیه می‌شود که ممکن است در اثر تزریق ناشی از خرابی یا اشکال در سیستم کنترل سطح آب فشارنده یا خطای اپراتور رخ دهد. در اثر وقوع رویداد آغازگر، جرم خنک‌کننده اولیه افزایش یافته و سطح آب فشارنده و فشار مدار اولیه به ترتیب افزایش می‌یابند.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱، ۲، ۳ و ۶ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۳-۷-۲- عمل‌کردن نادرست سیستم تزریق بورون اضطراری

شرایط فعال‌شدن نابجای سیستم تزریق بورون اضطراری مشتمل بر تزریق محلول بورون به مدار اولیه است که منجر به کاهش توان راکتور می‌شود. خروج میله‌های کنترل از قلب راکتور در مود نگهداشت سطح شار نوترون در عملکرد سیستم APC راکتور می‌تواند منجر به افزایش پیک توان قلب شود. در کنار آن، تزریق بورون به مدار اولیه از پمپ‌های تزریق بورون اضطراری منجر به افزایش سطح آب در فشارنده و فشار اولیه می‌شود. این حادثه در گروه ۲ قرار دارد و از نوع افزایش میزان موجودی آب مدار اولیه است. این حادثه با علائم زیر شناسایی می‌شود:

- عمل‌کردن پمپ‌های تزریق بورون اضطراری و کاهش توان راکتور،
- خروجی میله‌های کنترل،
- افزایش غلظت اسید بوریک در ورودی قلب.

این حادثه می‌تواند در اثر خرابی مدارهای الکتریکی یا خطای اپراتور رخ دهد.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱، ۲، ۳ و ۴ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

۳-۷-۳- تزریق نادرست سیستم کنترل و شیمی به فشارنده

این حادثه در گروه ۲ قرار دارد و از نوع افزایش میزان موجودی آب مدار اولیه است. تزریق نادرست خنک‌کننده به حجم بخار فشارنده می‌تواند توسط یک واحد تأمین استاندارد در صورت خرابی بسته شدن شیرها و کنترل‌کننده سطح آب در خط تزریق فشارنده یا در خط تأمین مدار اولیه و همچنین در اثر اقدامات خطای اپراتور ممکن است رخ دهد.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱، ۲، ۳ و ۶ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۳-۸- حوادث کاهش میزان آب مدار اولیه

۳-۸-۱- بازشدن نابجای شیر ایمنی فشارنده به همراه خرابی بسته شدن

این حادثه در گروه ۳ قرار دارد و از نوع کاهش میزان موجودی آب مدار اولیه است. طی عملکرد نیروگاه در حالت توان، بازشدن نابجای شیر ایمنی فشارنده در صورت خطای اپراتور و یا خرابی مدارهای کنترل و ترک‌های مکانیکی شیر (عمل‌کردن نابجای شیر پایلوت به همراه باز شدن شیر ایمنی اصلی و خرابی مکانیکی آن در حالت باز) قابل رخ دادن است.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱، ۲، ۵، ۶ و ۷ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

۳-۸-۲- شکست کوچک در خط لوله مدار اولیه با قطر کمتر از ۱۰۰ میلی‌متر

این حادثه در گروه ۳ قرار دارد و از نوع کاهش میزان موجودی آب مدار اولیه است. طیف شکست‌ها در پایهٔ سرد خط لوله اصلی مدار اولیه مشتمل بر ۲۵، ۵۰، ۸۰ و ۱۰۰ میلی‌متر است. موقعیت شکست به صورت محافظه کارانه در بخش پایین پایه سرد در ورودی راکتور در نظر گرفته می‌شود. دلیل این انتخاب خالی شدن بیشتر مدار اولیه است و نشان می‌دهد یک فرض محافظه‌کارانه برای بررسی معیارهای پذیرش است. حادثه شکست کوچک در خط لوله مدار اولیه با علائم زیر قابل شناسایی است:

- کاهش فشار اولیه،
- کاهش سطح آب در فشارنده،
- افزایش پارامترهای داخل محفظه ایمنی،
- کاهش فاصله با شرایط جوشش در هر پایه گرم،
- عدم تعادل تأمین آب مدار اولیه – خروج آب بیش از ۵ تن بر ساعت است.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱، ۲، ۵، ۶ و ۷ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۳-۸-۳- شکست بزرگ در خط لوله اصلی مدار اولیه با قطر معادل بیش از ۱۰۰ میلی‌متر

این حادثه در گروه ۴ قرار دارد و از نوع کاهش میزان موجودی آب مدار اولیه است. برای این حادثه سه حالت در نظر گرفته می‌شود:

- شکست خط لوله اصلی (قطر لوله ۸۵۰ میلی‌متر) در ورودی راکتور،
- شکست خط لوله اصلی (قطر لوله ۸۵۰ میلی‌متر) در خروجی راکتور،
- شکست خط لوله متصل کننده انباره سیستم خنک‌کننده اضطراری (قطر لوله ۳۰۰ میلی‌متر) به بخش پایین قلب.

گروه ۴ وخیم‌ترین حوادث مبنای طراحی هستند و شرایط طراحی لحاظ کننده حوادث این گروه، بیشترین ملاحظات حفاظتی و ایمنی را دارند. در این حالت‌ها از دست رفتن بخشی از یکپارچگی میله سوخت (زیر ۱۰ درصد همه تعداد میله‌های سوخت) محتمل است.

رویداد آغازگر این حادثه می‌تواند در اثر خرابی و شکست خطوط لوله مدار اولیه مانند شکست در خطوط لوله متصل کننده تجهیزات و اجزای سیستم‌های ایمنی به مدار اولیه باشد.

در حادثه شکست خط لولهٔ اصلی نسبت به کل طیف حوادث شکست در مدار اولیه، میله‌های سوخت قلب در معرض بیش‌ترین و طولانی‌ترین اثرات حرارتی قرار می‌گیرند.

حادثه شکست بزرگ با علائم زیر همراه است:

- کاهش شدید فشار در خنک‌کننده اولیه،
- کاهش سطح آب فشارنده و خالی شدن آن،
- افزایش فشار محفظهٔ ایمنی.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱، ۲، ۵، ۶ و ۷ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۳-۸-۴- حادثه شکست کوچک جبران شونده با سیستم تأمین آب نرمال شامل شکست لوله اندازه‌گیری

این حادثه در گروه ۲ قرار دارد و از نوع کاهش میزان موجودی آب مدار اولیه است. در بدترین حالت، این حادثه می‌تواند منجر به خاموشی راکتور و پس از رفع اشکال ایجاد شده، نیروگاه می‌تواند به عملکرد عادی خود بازگردد. شرایط این حادثه با انتشار مواد و خرابی‌های وخیم بیشتر همراه نمی‌باشد. محل نشت به صورت محافظه کارانه در بخش پایین پایه سرد خط لوله اصلی در نظر گرفته می‌شود.

در صورت شکست لوله اندازه‌گیری، یک شکست با قطر ۱۰ میلی‌متری در محفظه ایمنی ایجاد می‌شود که این حالت از شکست کوچک نیز قابل جبران است.

سطح جریان نشت در تحلیل بیشترین مقدار ممکن از پمپ‌های تأمین آب برابر ۸۰ تن بر ساعت فرض می‌شود که با توجه به جریان خروجی، متناسب با قطر معادل ۱۳/۷ میلی‌متر است. این حادثه با علائم زیر همراه است:

- کاهش سطح آب فشارنده،
- عدم تعادل سیستم کنترل حجم و شیمی،
- کاهش سطح آب در مخزن هوازدای سیستم کنترل حجم و شیمی.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱، ۲، ۳ و ۶ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

۳-۸-۵- حادثه شکست خط اندازه‌گیری یا سایر خطوط حاوی خنک کننده اولیه خارج از محفظهٔ ایمنی

این حادثه در گروه ۴ قرار دارد و از نوع کاهش میزان موجودی آب مدار اولیه است. تجهیزات و خطوط لوله سیستم‌های حاوی خنک‌کننده اولیه نشان می‌دهد که خطوط اندازه‌گیری (خطوط اندازه‌گیری فشار خنک‌کننده) و خطوط سیستم کنترل حجم و شیمی به خارج از محفظه ایمنی عبور می‌کنند. شکست در این خطوط لوله‌ها در خارج محفظهٔ ایمنی منجر به انتشار خنک‌کننده اولیه حاوی مواد رادیواکتیو می‌شود.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

این حادثه مربوط به شکست ۱۰ میلی‌متری در خط اندازه گیری در بیرون محفظه ایمنی، شکست خط لوله بلوداون[۱] با قطر ۱۰۰ میلی‌متر و شکست خط لوله تأمین آب با قطر ۱۰۰ میلی‌متر می‌شود.

در شکست ۱۰ میلی‌متر در خط اندازه گیری در خارج محفظه ایمنی، خروج خنک‌کننده از شکست تا زمانی که فشار اولیه به فشار اتمسفر کاهش یابد، ادامه دارد چراکه در خطوط اندازه‌گیری داخل محفظه ایمنی، شیر ایزوله کننده وجود ندارد.

این حادثه با علائم زیر همراه است:

- کاهش سطح آب فشارنده،
- عدم تعادل تأمین آب و خروج آب از مدار اولیه،
- کاهش سطح آب مخزن هوزادای سیستم تأمین آب.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱، ۲، ۵، ۶ و ۷ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

۳-۹- حوادث نشت به مدار ثانویه

۳-۹-۱- شکست لولهٔ تبادل حرارت مولد بخار

این حادثه در گروه ۳ قرار دارد و از نوع نشت به مدار ثانویه است. شکست لوله‌های مولد بخار در اثر ترک‌های شناسایی نشده در فرایند ساخت و یا اثرات خوردگی محتمل است. در این حادثه فرض می‌شود خرابی لوله مبدل حرارتی منجر به شکست دوطرفه نشت خنک‌کننده به مولد بخار با قطر ۱۳ میلی‌متر می‌شود. شکست لوله‌های مولد بخار منجر به وقوع نشت اولیه به ثانویه می‌شود و با علائم زیر همراه است:

- افزایش اکتیویته در خط بخار مولد بخار معیوب،
- کاهش موجودی آب اولیه (کاهش فشار اولیه، خالی شدن فشارنده)،
- افزایش سطح آب جوشش مولد بخار.

[۱] - Blowdown

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱، ۲، ۵، ۶ و ۷ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

۳-۹-۲- نشت از اولیه به ثانویه از طریق پوشش هدر مولد بخار

این حادثه در گروه ۴ قرار دارد و از نوع نشت به مدار ثانویه است. نشت خنک‌کننده با قطر معادل ۴۳ میلی‌متر از مدار اولیه به مولد بخار معیوب می‌تواند در اثر برداشته شدن پوشش کلکتور مولد بخار رخ دهد. این حادثه با علائم زیر شناخته می‌شود:

- افزایش اکتیویته در خط بخار مولد بخار معیوب،
- کاهش فشار خنک‌کننده اولیه،
- افزایش سطح آب در مولد بخار معیوب،
- کاهش سطح آب در فشارنده.

از دست رفتن خنک‌کننده به خارج از محفظه ایمنی در اثر نشت از اولیه به ثانویه به صورت پیوسته انجام می‌شود که خود منجر به انتشار به محیط و از دست رفتن سرمایش قلب می‌شود. کاهش چشم‌گیر انتشار خنک‌کننده رادیواکتیو از شیرهای مهار بخار مولد بخار معیوب با به کارگیری الگوریتم اتوماتیک ویژهٔ مدیریت حادثه در مرحله آغازین یک حادثه که توالی‌های تعریف شده‌ای از فعال‌سازی سیستم‌های مختلف دارد، حاصل می‌شود. این الگوریتم در پاسخ به سیگنال ویژه‌ای که پس از شناسایی حادثه نشت از اولیه به ثانویه ظاهر می‌گردد، فعال می‌شود.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱، ۲، ۵، ۶ و ۷ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

۳-۱۰- حوادث مدیریت برداشت حرارت از سوخت هسته‌ای

۳-۱۰-۱- حادثه از دست رفتن خنک‌کننده از راکتور هنگام فرایند تغییر سوخت

این حادثه در گروه ۳ قرار دارد و از نوع حوادث فرایند جابجایی سوخت است. این حادثه شامل دو رویداد آغازگر است. رویداد آغازگر حادثه شامل خروج سیال خنک‌کننده اولیه از خط لولهٔ کانال سیستم تزریق اضطراری فشار پایین متصل به پایه سرد مدار می‌باشد که در حال سردکردن سوخت در راکتور به همراه سیستم برداشت حرارت پسماند است. در واقع علت وقوع

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

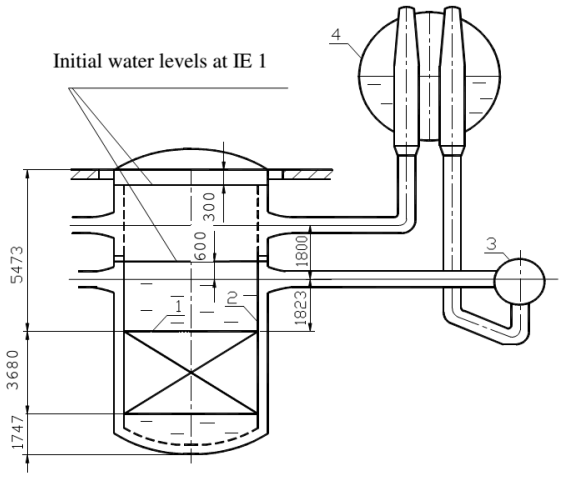
این حادثه، نشت از مدار اولیه از خط لوله کانال سیستم تزریق فشار پایین متصل به پایه سرد مدار طی خاموشی راکتور (رویداد آغازگر اول) و تحت شرایط تغییر سوخت (رویداد آغازگر دوم) است.

رویداد آغازگر اول - خاموشی برای تعمیر: درپوش بالای محفظه راکتور برداشته شده، زمان طی شده از لحظه خاموشی راکتور ۳ روز می‌باشد. برای این رویداد، دو حالت لحاظ می‌شود:

- حالت ۱: سطح خنک‌کننده در راکتور در موقعیت ۳۰۰ میلی‌متر پایین اتصال اصلی راکتور (reactor main joint) قرار دارد.
- حالت ۲: سطح خنک‌کننده در راکتور در موقعیت ۶۰۰ میلی‌متر بالای محور نازل‌های سرد راکتور قرار دارد.

رویداد آغازگر دوم - فرایند تغییر سوخت: راکتور تا حالت سرد خنک می‌شود، درپوش بالای محفظهٔ راکتور برداشته می‌شود و سطح آب در راکتور وابسته به سطح آب طی فرایند تغییر سوخت (FHP) است. زمان طی شده از لحظه خاموشی راکتور ۳ روز می‌باشد.

این حادثه برای همه رویدادهای آغازگر لحاظ شده با سیگنال کاهش سطح آب راکتور قابل شناسایی است. معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱، ۲، ۳ و ۴ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.



1 – reactor core;
2 – reactor core barrel;
3 – RCP set;
4 – steam generator

شکل ۱۶: موقعیت سطح آب اولیه در راکتور

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۳-۱۰-۲- حادثه ایجاد خرابی در سیستم خنک‌سازی استخر سوخت مصرف‌شده

این حادثه در گروه ۲ قرار دارد و از نوع حوادث فرایند جابجایی سوخت است. قطع برق به عنوان رویداد آغازگر در نظر گرفته می‌شود و فرض می‌شود دو کانال استخر سوخت مصرف‌شده کارایی خود را از دست می‌دهند و سرمایش استخر سوخت مصرف‌شده از دست می‌رود. این رویداد با علائم زیر قابل شناسایی است:

- از دست رفتن جریان آب خنک‌کننده استخر سوخت مصرف‌شده،
- افزایش دما،
- کاهش سطح خنک‌کننده در اثر جوشش و تبخیر از استخر سوخت مصرف‌شده.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱، ۲، ۳ و ۴ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

۳-۱۰-۳- حادثه نشت جبران‌شونده از استخر سوخت مصرف‌شده

این حادثه در گروه ۳ قرار دارد و از نوع حوادث حین جابجایی سوخت است. سرمایش مجتمع سوخت مصرف‌شده با لحاظ رویداد آغازگر نشت از وجه پایین استخر سوخت مصرف‌شده با نرخ ۵۰ مترمکعب در ساعت، در این حادثه در نظر گرفته می‌شود. این نرخ نشت کمتر از ظرفیت پمپ‌های تأمین آب استخر ذخیره به سیستم تصفیه، که آب استخر سوخت مصرف شده را تأمین می‌کند، نمی‌باشد. در این حالت استخر سوخت مصرف‌شده با آب پر نمی‌شود. همچنین در این حادثه، قطع توان خارج نیروگاه در نظر گرفته می‌شود و تأمین آب در اثر قطع برق به استخر سوخت مصرف‌شده انجام نمی‌گیرد.

این حادثه با علائم زیر قابل شناسایی است:

- سیگنال نشت،
- قطع جریان آب خنک‌کننده به استخر سوخت مصرف‌شده،
- افزایش دما،
- تغییر سطح آب در استخر سوخت مصرف‌شده در اثر نشت آب و جوشش و تبخیر از استخر سوخت مصرف‌شده.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱، ۲، ۳ و ۴ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۳-۱۰-۴- گیرکردن مجتمع سوخت مصرف‌شده طی فرایند جابجایی سوخت

این حادثه در گروه ۴ قرار دارد و از نوع حوادث نگهداری سوخت است. گیرکردن مجتمع سوخت مصرف شده طی فرایند جابجایی سوخت می‌تواند در اثر قطع برق رخ دهد این حادثه با علائم زیر همراه است:

- قطع برق،
- گیرکردن مجتمع سوخت مصرف‌شده در موقعیت انتقال.

معیارهای پذیرشی که باید در رویداد مورد توجه قرار گیرند، شامل معیارهای شماره ۱، ۲، ۳ و ۴ از معیارهای ارائه شده در جدول شماره ۸ می‌باشند.

۳-۱۱- حوادث انتشار مواد پرتوزا از سیستم‌ها و تجهیزات مدارها و سیستم‌های دیگر

۳-۱۱-۱- نشت یا خرابی سیستم‌های پردازش مواد رادیواکتیو مایع

انتشار هسته‌های رادیواکتیو بیش از حد سیستم‌های پردازش مایعات پرتوزا در اثر نشت و خرابی اتصالات محتمل است. این حادثه با تولید سیگنال هشدار همراه است. در این صورت اپراتور سیستم معیوب را به طور کل از حالت فعال خارج می‌کند. این حادثه از نوع رویدادهای قابل انتظار نیروگاه است. در تحلیل پیامدهای رادیولوژیکی بدترین حالتی که مربوط به خرابی یک خط لوله ۵۰ میلی‌متری در موقعیت بیشترین غلظت مواد هسته‌های پرتوزا در نظر گرفته می‌شود.

۳-۱۱-۲- انتشار قابل انتظار اکتیویته در رویداد خرابی مخزن حاوی مایعات رادیواکتیو

نحوه طراحی مخازن جمع‌آوری و ذخیره مایعات رادیواکتیو به گونه‌ایست که مانع وقوع نشت این مایعات و ورود آنها به آب‌های زیرزمینی است. این مخازن شامل آب تصفیه شده تدارک شده به شکل جعبه‌های استیل ضدزنگ هستند. برای حذف نشت‌ها از جعبه‌ها تمهیدی برای پمپ‌کردن مایع به یک مخزن آماده به کار منتقل می‌شود. پیمایش افزونهٔ سطح مایعات در مخازن به صورت خودکار جهت شناسایی نشت انجام می‌شود.

همهٔ اتاق‌هایی که مخازن حاوی مایعات رادیواکتیو در آنها قرار دارند، مجهز به سیستم تهویه ویژه به همراه فیلترهای ید و ذرات معلق می‌باشند. هوای این اتاق‌ها پس از تصفیه به سمت دودکش بلندی هدایت می‌شود.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

برای تحلیل انتشار رادیواکتیو به محیط، بزرگ‌ترین مخزن با حجم ۸۰ مترمکعب در نظر گرفته می‌شود. این حادثه جزء رویدادهای عملکردی قابل انتظار تقسیم‌بندی می‌شود. با دریافت سیگنال کاهش سطح مایع در مخزن توسط اپراتور و حصول اطمینان از علت سیگنال، باید مایع به مخزن آماده به کار پمپ شود.

۳-۱۱-۳- نشت یا خرابی زیرسیستم‌های حاوی گازهای رادیواکتیو (سیستم KPM)

سیستم‌های زیر حاوی گازهای رادیواکتیو هستند:

- KPL – سیستم سوزاندن هیدروژن،
- KPM – سیستم تصفیه گاز.

گازهای رادیواکتیو می‌توانند در اثر ایجاد عیب در تجهیزات یا خطوط لوله به خارج از محدودهٔ سیستم‌های فوق نشت کنند. رویدادهای آغازگر زیر در تحلیل انتشار اضطراری گازهای رادیواکتیو به خارج محدوده سیستم‌های KPL و KPM به منظور حفظ محافظه‌کاری لحاظ می‌شوند:

۱. شکست در کلکتور ورودی گاز انتقالی از سیستم KPL به سیستم KPM،
۲. فعال شدن شیر ایمنی فشار زیاد در خط لوله گاز بین سیستم KPL و سیستم KPM و خرابی بسته شدن آن و ایجاد اشکال در ایزوله کردن سیستم KPL هنگامی که فشار آن افزایش یافته است.

در حالت اول، گاز رادیواکتیو که برای تصفه شدن وارد سیستم KPM می‌شود به سمت اتاق خارج شده و از آنجا در اثر تهویه به دودکش بلند خارج می‌شود. در حالت دوم، گاز رادیواکتیو به سرعت به دودکش تخلیه می‌گردد.

در اثر وقوع این رویدادها، اپراتور سیگنال اضطراری را از سیستم پایش اشعه شامل اکتیویته زیاد گاز در دودکش و یا در سیستم تهویه دریافت می‌کند و باید پس از حصول اطمینان از منشأ سیگنال، باید راکتور را خاموش کرده و به حالت خاموش سرد برساند. این حادثه در دسته حوادث مبنای طراحی قرار دارد.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۳-۱۲- عمل‌کردن نادرست سیستم‌ها

۳-۱۲-۱- تحلیل شرایط

بر اساس تحلیل سیستم‌های عملکرد نرمال، سیستم‌های ایمنی و الگوریتم‌های کنترل اتوماتیک موجود در طراحی، وقوع خطا در مدارهای کنترلی و یا عمل‌کردن نادرست اپراتور می‌تواند منجر به عمل‌کردن نادرست سیستم‌ها شود. رویدادهای آغازگر زیر را می‌توان در گروه «عمل‌کردن نادرست سیستم‌ها» دسته‌بندی کرد:

- اسکرم نابجا،
- عمل‌کردن نابجای سیستم تزریق فشار بالا،
- عمل‌کردن نابجای انباره‌های سیستم خنک‌کننده اضطراری،
- عمل‌کردن نابجای سیستم برداشت حرارت خوداقدام (passive)،
- عمل‌کردن نابجای سیستم سرمایش اضطراری مولد بخار،
- عمل‌کردن نابجای سیستم تزریق بورون سریع،
- عمل‌کردن نابجای الگوریتم مدیریت حادثه نشت اولیه به ثانویه،
- تزریق نابجا به فشارنده در اثر هد پمپ‌های خنک‌کننده راکتور،
- فعال‌شدن نابجای سیستم برداشت گاز اضطراری (از فشارنده، مولد بخار و راکتور)
- فعال‌سازی نابجای سیستم تزریق بورون اضطراری،
- ایجاد خرابی‌ها در سیستم کنترل حجم و شیمی آب که باعث افزایش موجودی آب مدار اولیه در اثر تزریق آب می‌شود،
- تزریق نابجا به فشارنده از سیستم کنترل حجم و شیمی آب،
- بسته‌شدن نابجای شیر اصلی ایزوله‌سازی بخار،
- بازشدن نابجای شیر ایمنی فشارنده و خرابی آن در بسته‌شدن،
- بازشدن نابجای شیر ایمنی مولد بخار، شیر BRU-A و یا BRU-K و خرابی در بسته‌شدن،
- رقیق‌شدن نابجای اسید بوریک در خنک‌کننده اولیه.

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

این رویدادهای آغازگر در گروه ۲ تقسیم‌بندی می‌شوند، به جز برای شرایطی که بازشدن نابجای شیر ایمنی فشارنده با خرابی بسته‌شدن روی می‌دهد که در آن حالت در گروه ۳ قرار دارد.

بر اساس پیشنهاد آژانس بین‌المللی انرژی اتمی، گزارش تحلیل ایمنی می‌تواند حاوی تحلیل محاسبات جزئی از رویدادهای آغازگری که منجر به پیامدهای بسیار وخیم‌تر رویدادهای کلاس مربوطه می‌شوند، باشد. بر این اساس، شرایط فوق برای تحلیل با استفاده از کدهای هسته‌ای انتخاب شده‌اند. این انتخاب بر اساس ملاحظات زیر انجام شده است.

رویدادهای آغازگر لحاظ شده ناشی از عمل‌کردن نابجای سیستم‌های نیروگاه بوده و به طور مشروط در گروه‌های اثرات عملکردی هر رویداد بر نیروگاه به صورت زیر تقسیم می‌شود:

- انحرافات توزیع توان و راکتیویته (رقیق‌شدن نابجای اسید بوریک در خنک‌کننده اولیه)،
- کاهش موجودی خنک‌کننده اولیه (عمل‌کردن نابجای EGRS، بازشدن نابجای شیر ایمنی فشارنده به همراه خرابی بسته شدن)،
- افزایش موجودی خنک‌کننده اولیه (عمل‌کردن نابجای انباره‌های سیستم خنک‌سازی اضطراری قلب، خرابی سیستم تزریق بورون اضطراری منجر به تزریق آب به فشارنده یا MCP، خرابی سیستم کنترل حجم و شیمی آب، تزریق نابجا به فشارنده از سیستم کنترل حجم و شیمی آب)،
- کاهش برداشت حرارت از طریق مدار ثانویه (بسته شدن نابجای شیر ایزوله‌کننده بخار اصلی)،
- افزایش برداشت حرارت از طریق مدار ثانویه (عمل‌کردن نابجای سیستم برداشت حرارت خودکار، عمل‌کردن نابجای سیستم سرمایش اضطراری مولد بخار، بازشدن نابجای شیر ایمنی مولد بخار، BRU-A یا BRU-K به همراه خرابی بسته شدن).

۳-۱۳- تحلیل حوادث ورای طرح

حوادث ورای طرح به حوادث اطلاق می‌شود که نمی‌توان در طراحی نیروگاه تمهیدات ایمنی کافی برای مهار کامل آن حوادث تعیین نمود، چراکه حد نهایی آسیب این حوادث مشخص نمی‌باشد. حوادث ورای طرح که در گزارش تحلیل ایمنی بررسی شده‌اند، شامل موارد زیر می‌باشند:

۱. قطع کامل همه منابع توان برای ۷۲ ساعت،

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۲. طیف شکست‌ها در خط بخار داخل و خارج محفظهٔ ایمنی با حداکثر قطر معادل خط بخار به همراه شکست یک لوله مولد بخار،
۳. شکست گیوتینی خط آب تغذیه بین مولد بخار و شیر ایزوله کننده و شکست یک لوله در مولد بخار،
۴. حادثه شکست بزرگ به همراه خرابی بخش فعال سیستم خنک‌سازی اضطراری فشار بالا یا فشار پایین،
۵. حادثه شکست کوچک با خرابی بخش فعال سیستم خنک‌سازی اضطراری قلب،
۶. قطع بلندمدت (۷۲ ساعت) سیستم برداشت حرارت اضطراری در حالی که درپوش راکتور بازشده است،
۷. قطع کامل آب تغذیه،
۸. نشت خنک‌کننده اولیه به ثانویه با قطر ۱۰۰ میلی‌متر منجر به خرابی چندگانه لوله‌های مولد بخار یا نشت از کلکتور اولیه مولد بخار،
۹. خرابی با عامل مشترک سیستم ایمنی کنترل در میکروپروسسور سخت‌افزار،
۱۰. زمین‌لرزه ورای طراحی به همراه قطع کامل برق،
۱۱. حوادث از نوع گذره‌های قابل انتظار بدون خاموشی راکتور (بسته‌شدن نابجای شیر ایزوله کننده بخار اصلی بدون اسکرم، خرابی‌های سیستم کنترل حجم و شیمی منجر بدون اسکرم، بازشدن نابجای شیر ایمنی مولد بخار بدون اسکرم، خروج کنترل نشده میله کنترل بدون اسکرم، از دست رفتن جریان نرمال آب تغذیه بدون اسکرم، از دست رفتن توان غیراضطراری به سیستم‌های کمکی بدون اسکرم، از دست رفتن مکش در کندانسور توربین بدون اسکرم)

۴- تقسیم‌بندی حوادث در گزارش تحلیل ایمنی راکتور APR1400

در گزارش تحلیل ایمنی نیروگاه APR1400 تقسیم‌بندی کلی حوادث به صورت زیر ارائه شده است [۴]. همانگونه که مشاهده می‌شود، این تقسیم‌بندی مشابه تقسیم‌بندی حوادث در نیروگاه بوشهر می‌باشد.

- افزایش برداشت حرارت از طریق ثانویه،
  - ✓ کاهش دمای آب تغذیه،
  - ✓ افزایش جریان آب تغذیه،
  - ✓ افزایش جریان بخار،
  - ✓ بازشدن نابجای شیر ایمنی یا شیر اطمینان مولد بخار،
  - ✓ شکست خط لوله بخار داخل و خارج محفظه ایمنی.

همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

- کاهش برداشت حرارت از طریق ثانویه،

✓ از دست رفتن بار خارجی،
✓ تریپ توربین،
✓ از دست رفتن مکش کندانسور،
✓ بسته‌شدن شیر ایزوله‌سازی بخار اصلی،
✓ خرابی تنظیم‌کننده فشار بخار،
✓ قطع توان متناوب غیراضطراری به سیستم‌های کمکی،
✓ از دست رفتن جریان آب تغذیه نرمال،
✓ شکست خط لوله سیستم آب تغذیه داخل و خارج محفظه ایمنی.

- کاهش نرخ جریان سیستم خنک‌کننده راکتور،

✓ از دست رفتن جریان اجباری خنک‌کننده راکتور،
✓ خرابی‌های کنترل‌کننده جریان،
✓ خرابی روتور پمپ خنک‌کننده راکتور،
✓ شکست محور پمپ خنک‌کننده راکتور.

- حوادث راکتیویته و توزیع توان،

✓ خروج کنترل نشده میله کنترل از شرایط استارت آپ توان پایین یا زیربحرانی،
✓ خروج کنترل نشده میله کنترل در توان کامل،
✓ عمل‌کرد نادرست میله کنترل،
✓ شروع به کار یک پمپ خنک‌کننده راکتور غیرفعال،
✓ کاهش نابجای غلظت بور در سیستم خنک‌کننده راکتور،
✓ بارگذاری نابجا و عمل‌کردن یک مجتمع سوخت در موقعیت نادرست،
✓ طیف حوادث خروج خوشهٔ المان کنترلی.

- افزایش موجودی خنک‌کننده راکتور،

✓ عمل‌کردن نابجای سسیتم خنک‌کننده اضطراری قلب منجر به افزایش موجودی آب راکتور،
✓ خرابی سیستم کنترل حجم و شیمی منجر به افزایش موجودی آب راکتور شود.

- کاهش موجودی خنک‌کننده راکتور،

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

- ✓ بازشدن نابجای شیر اطمینان فشارنده،
- ✓ خرابی خطوط کوچک حامل خنک‌کننده مدار اولیه به خارج از محفظهٔ ایمنی،
- ✓ خرابی لوله مولد بخار،
- ✓ پیامدهای رادیولوژیکی شکست خط بخار خارج از محفظهٔ ایمنی،
- ✓ حوادث شکست در مرز فشار خنک‌کننده راکتور.

- انتشار مواد رادیواکتیو از اجزای و زیرسیستم‌ها،

- ✓ نشت یا خرابی سیستم پسماند گاز رادیواکتیو،
- ✓ نشت یا خرابی سیستم پسماند مایع رادیواکتیو،
- ✓ انتشار مواد رادیواکتیو در اثر خرابی مخزن حاوی مایعات،
- ✓ حوادث حمل و نگهداری سوخت،
- ✓ حادثه سقوط کسک سوخت مصرف‌شده.

- گذره‌های قابل انتظار بدون خاموشی راکتور.

۵- تقسیم‌بندی حوادث در گزارش تحلیل ایمنی راکتور NUSCALE

در گزارش تحلیل ایمنی نیروگاه NUSCALE تقسیم‌بندی کلی حوادث به صورت زیر ارئه شده است [۵]. همانگونه که مشاهده می‌شود، این تقسیم‌بندی مشابه تقسیم‌بندی حوادث در نیروگاه‌های بوشهر و APR1400 با وجود تفاوت‌های اندکی می‌باشد.

- افزایش برداشت حرارت از طریق سیستم ثانویه،

- ✓ کاهش دمای آب تغذیه،
- ✓ افزایش جریان آب تغذیه،
- ✓ افزایش جریان بخار،
- ✓ بازشدن نابجای شیر ایمنی یا اطمینان مولد بخار،
- ✓ خرابی خط بخار داخل و خارج محفظهٔ ایمنی.

- کاهش برداشت حرارت از طریق سیستم ثانویه،

- ✓ از دست رفتن بار،

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

- ✓ تریپ توربین،
- ✓ از دست رفتن مکش کندانسور،
- ✓ بسته‌شدن شیر ایزوله‌کننده بخار،
- ✓ قطع توان غیراضطراری به سیستم‌های کمکی،
- ✓ از دست رفتن جریان آب تغذیه نرمال،
- ✓ شکست خط لوله سیستم آب تغذیه داخل و خارج محفظه ایمنی،
- ✓ عمل‌کرد نابجای سیستم برداشت حرارت واپاشی.

- حوادث راکتیویته و توزیع توان،

- ✓ خروج خوشه میله کنترل از یک شرایط راه اندازی یا توان پایین یا زیربحرانی،
- ✓ خروج خوشه میله کنترل در شرایط توان،
- ✓ عمل‌کرد نادرست میله کنترل (خرابی سیستم یا خطای اپراتور)،
- ✓ کاهش نابجای غلظ بورون در سیستم خنک‌کننده راکتور،
- ✓ بارگذاری و عمل‌کرد نادرست یک مجتمع سوخت در یک موقعیت نادرست،
- ✓ طیف حوادث خروج میله کنترل.

- کاهش موجودی خنک‌کننده راکتور،

- ✓ خرابی خطوط کوچک منتقل‌کننده خنک‌کننده اولیه به خارج محفظه ایمنی،
- ✓ خرابی لوله مولد بخار،
- ✓ حوادث شکست در مرز فشار خنک‌کننده،
- ✓ عمل‌کرد نادرست سیستم خنک‌کننده اضطراری قلب.

- انتشار مواد رادیواکتیو از یک جزء یا زیرسیستم،

- ✓ نشت یا خرابی سیستم پسماند گاز رادیواکتیو،
- ✓ نشت یا خرابی سیستم پسماند مایع رادیواکتیو،
- ✓ انتشار مواد رادیواکتیو در اثر خرابی مخزن حاوی مایعات،
- ✓ حوادث حمل و نگهداری سوخت،
- ✓ حادثه سقوط کسک سوخت مصرف‌شده.

- گذره‌های قابل انتظار بدون خاموشی راکتور (جزء حوادث ورای طراحی راکتور NUSCALE می‌باشد).

ANCC-FMT-CA-016 Rev. 00
همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.

۶- جمع‌بندی

در این گزارش، شرح مبسوطی در زمینه تحلیل ایمنی یقینی نیروگاه‌های هسته‌ای، تحلیل حوادث، تقسیم‌بندی حوادث و مسائل مرتبط با آنها ارائه شد. این گزارش با هدف گردآوری اطلاعات مفید و جامع در زمینه‌های مذکور، جهت ارائه یک مستند مرجع برای مراجعان بومی اعم از کارشناسان فنی تحلیل ایمنی، دانشجویان و متخصصان نیروگاه، جهت آشنایی و ایجاد اشراف کامل در زمینهٔ تحلیل ایمنی یقینی حوادث نیروگاه‌های هسته‌ای و یا راکتورهای تحقیقاتی تدوین گردید.

فهرست مراجع

1. “Deterministic Safety Analysis for Small Reactor Facilities”, Canadian Nuclear Safety Commission, 2011.
2. Gianni Petrangeli, “Nuclear Safety”, Elsevier Butterworth-Heinemann, 2006.
3. BUSHEHR NPP Preliminary Safety Analysis Report (PSAR), Basic Design, Chapter 15 Severe Accidents, Revision B01, 2018.
4. APR1400 Design Control Document Tier 2, Chapter 15: Transient and Accident Analysis, 2018.
5. NuScale Final Safety Analysis Report, Chapter Fifteen: Transient and Accident Analyses, 2020.

همه حقوق این اثر متعلق به مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای بوده و رونوشت از مطالب آن تنها با یادکرد نام مدرک مجاز است.