

## УПРАВЛЕНИЕ ЗАПРОЕКТНЫМИ АВАРИЯМИ В ДЕЙСТВУЮЩИХ НОРМАТИВНЫХ ДОКУМЕНТАХ РОССИИ

А.М. Букринский, Заслуженный энергетик России (НТЦ ЯРБ)

### Предисловие

В связи с интересом, возникшим к управлению запроектными авариями, вызванным началом строительства большой серии энергоблоков нового поколения, я обратился к своим архивным материалам по этому вопросу, обнаружив, что до настоящего времени в России не разработано никаких новых требований или рекомендаций кроме существовавших ранее в ОПБ-88/97 [1], ТС ООБ [2] и в некоторых других нормативных документах.

Более десяти лет тому назад автором был подготовлен доклад на эту тему, основное содержание которого было представлено на семинаре МАГАТЭ в Словении [3] в 1998 г.

В докладе рассматривались вопросы управления запроектными авариями в действовавших в то время нормативных документах России и предложена идеология подхода к определению перечня запроектных аварий, необходимого для разработки руководства по управлению ими. В дальнейшем эта идеология была конкретизирована и реализована Атомэнергопроектом (группа Швыряева Ю.В.) для ряда энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000 с применением поэтапно обобщенных, а затем детализированных деревьев событий, аварийные последовательности которых ведут к постулированным аварийным состояниям с выбранными уровнями тяжести.

Необходимость разработки регулирующего документа по этой теме назрела давно. Поскольку упомянутый доклад полностью сохранил свою актуальность до настоящего времени, то ниже он приводится практически без изменений. Небольшие изменения связаны с тем, что многие нормативные документы, упоминавшиеся в перечне использованной литературы, перестали действовать и заменены новыми версиями, действующими в настоящее время.

### 1. Введение

Концепция управления запроектными авариями окончательно сформировалась в России в качестве дополнительного, четвертого, уровня глубокоэшелонированной защиты атомной станции в ОПБ-88 после чернобыльской аварии. В связи с этим появилось понятие «запроектная авария», как авария, вызванная не учитываемыми для проектных аварий исходными событиями или сопровождающаяся дополнительными по сравнению с проектными авариями отказами систем безопасности сверх единичного отказа, реализацией ошибочных решений персонала, которые могут привести к тяжелым повреждениям или расплавлению активной зоны. Естественно, что последствия таких аварий могут быть значительно тяжелее последствий, допустимых для проектных аварий.

Хотя вероятность запроектных аварий весьма мала, чернобыльская авария и авария на АЭС Три Майл Айленд в США показали, что их необходимо учитывать в проектах АЭС. Раньше они считались гипотетическими и практически не рассматривались в проектах. Теперь современная концепция безопасности требует учета таких аварий в проектах, ограничивая их последствия с помощью мер по управлению запроектными авариями.

Управление запроектной аварией – это действия, направленные на предотвращение развития проектных аварий в запроектные и на ослабление последствий запроектных аварий. Для этих действий могут использоваться любые имеющиеся в работоспособном состоянии технические средства, предназначенные для нормальной эксплуатации, обеспечения безопасности при проектных авариях или специально предназначенные для уменьшения последствий запроектных аварий. Все эти действия и специальные технические средства образуют упомянутый выше четвертый уровень глубокоэшелонированной защиты.

ОПБ-88, а сейчас ОПБ-88/97 [1] – российский регулирующий документ высшего концептуального уровня иерархии, который в настоящее время определяет принятую в России концепцию безопасности. Он разрабатывался после чернобыльской аварии одновременно с получившим широкую известность документом МАГАТЭ INSAG-3 [4], отражающим современную концепцию безопасности на международном уровне. Как показал сравнительный анализ, выполненный специальной консультационной группой МАГАТЭ в [5], концепция безопасности, отраженная в ОПБ-88, в основном, соответствует современному международному уровню. Это также было подтверждено и относительно [1] в работе [6].

Требования [1] к запроектным авариям представлены в Приложении 1 к данному докладу. Подробный комментарий к ним, как и к требованиям, содержащимся в других нормативных документах России, представлен в разделе 2 доклада.

Следует отметить, что несмотря на то, что в российских нормативных документах требования, которые необходимо соблюдать в отношении запроектных аварий, представлены достаточно обширно, нельзя сказать, что их разработка полностью закончена. Пока еще не завершена разработка подхода к управлению запроектными авариями. В докладе представлены соображения по применению вероятностного и детерминистического подходов к решению этой проблемы.

## **2. Обзор требований действующих нормативных документов России по ядерной и радиационной безопасности в отношении запроектных аварий и управления ими**

Принятая в России концепция запроектных аварий наиболее полно отражена в [1]. В других нормативных документах России она дополняется некоторыми более конкретными требованиями.

Концепция строится на требовании ограничивать радиационное воздействие при запроектных авариях за счет применения мер по управлению авариями и осуществления на площадке АЭС и окружающей местности планов мероприятий по защите персонала и населения. Эти меры составляют часть глубокоэшелонированной защиты и предусмотрены в п.1.2.3 [1].

Для части запроектных аварий, рассматриваемых в проекте, степень ограничения радиационного воздействия обусловлена критерием радиационной безопасности, установленным в документе [7], определяющим требования по размещению АС. Этим критерием ограничивается величина так называемого предельного аварийного выброса при запроектных авариях таким образом, чтобы прогнозируемые дозы облучения населения на границе зоны планирования защитных мероприятий и за ее пределами не превышали установленных действующими нормами радиационной безопасности значений, требующих принятия решений о мерах защиты населения в случае радиационной аварии с радиоактивным загрязнением территории. Граница зоны планирования мероприятий по обязательной эвакуации населения должна быть такой, чтобы при запроектных авариях с предельно допустимым аварийным выбросом радиоактивных веществ (РВ) в окружающую среду в ее пределах мог быть достигнут или превышен верхний уровень дозового критерия обязательной эвакуации критической группы населения в начальном периоде радиационной аварии, установленный действующими нормами радиационной безопасности.

В соответствии с требованием п.1.2.17 [1], вероятность предельного аварийного выброса должна быть ниже  $10^{-7}$  на реактор в год. Это необходимо для того, чтобы избежать эвакуации и других мер по защите населения за пределами указанной зоны планирования противоаварийных мероприятий. Если данное требование не выполняется, то должны быть приняты дополнительные технические меры по управлению запроектной аварией с целью ослабления ее последствий.

Требование п. 1.2.17 представляет собой один из принятых в [1] принципов исключения из рассмотрения запроектных аварий. В данном случае это вероятностный принцип, применяемый в отношении разработки дополнительных технических мер по

управлению запроектной аварией. Для тех запроектных аварий, которые соответствуют принципу исключения, дополнительные технические меры не разрабатываются.

Второй принцип исключения является детерминистическим. Он сформулирован в п.1.2.14 [1] и устанавливает условие, при котором вообще никакие меры по управлению запроектной аварией (технические или организационные) могут не предусматриваться. Таким условием является исключение запроектной аварии на основе внутренних свойств самозащищенности реактора и принципов его устройства.

Таким образом, если запроектная авария не исключена на основе внутренних свойств самозащищенности реактора и принципов его устройства, то она должна быть рассмотрена в проекте на предмет разработки мер по управлению запроектной аварией независимо от ее вероятности. Эти меры могут быть только организационными, если первый, вероятностный, принцип исключения будет выполнен.

В [1] содержатся еще два вероятностных критерия безопасности. Один из них установлен в п.4.2.2. Исходя из него, оценочное значение вероятности тяжелого повреждения или расплавления активной зоны не должно превышать  $10^{-5}$  на реактор в год. Другой – в сноске к п. 1.2.12, определяющему применение принципа единичного отказа. Этот критерий дополняет детерминистический принцип исключения из рассмотрения в проекте разрывов корпусов сосудов и оборудования, если их изготовление и эксплуатация осуществляются в соответствии с наивысшими требованиями соответствующих норм и правил. При этом должно быть показано, что вероятность разрушения корпуса реактора не превышает  $10^{-7}$  на реактор в год.

Используемые в [1] вероятностные критерии хотя и носят оценочный характер, требуют выполнения вероятностного анализа безопасности. Представление такого анализа в составе документов, обосновывающих ядерную и радиационную безопасность, теперь является обязательным для получения в регулирующем органе России лицензии на строительство или эксплуатацию АЭС.

Дополнительные технические средства по управлению запроектными авариями в общем виде определены в [1]. Более конкретно они указаны в Правилах устройства и эксплуатации локализирующих систем безопасности [8]. В п. 2.1.8 этого документа сказано, что в целях локализации учитываемых запроектных аварий на АЭС, как правило, должны предусматриваться технические средства для предотвращения повреждения герметичного ограждения и его железобетонных конструкций при подъеме давления и температуры выше проектных значений, удержания расплавленного топлива внутри зоны локализации аварий с обеспечением подкритичности расплавленного топлива, предотвращения взрыва водорода, ограничения выбросов радиоактивных продуктов в окружающую среду.

Согласно п. 4.2.4 [1], в случае существования возможности образования при разрушении активной зоны или расплавлении топлива при запроектных авариях вторичных критических масс, техническими мерами должно быть ограничено радиационное воздействие установленными для запроектных аварий пределами прогнозируемых доз для населения в соответствии с п. 1.2.17.

Наряду с представленными выше требованиями, российские нормативные документы содержат другие технические требования к отдельным компонентам станции, связанные с запроектными авариями, а также к организационным мерам, направленным на обеспечение управления запроектными авариями.

Так, в пп. 5.14, 5.57, 5.5.8 [1] и пп. 4.10 и 4.11 Правил ядерной безопасности РУ АС (НП-082-07) [9] установлены требования к разработке специальных инструкций, определяющих действия персонала по обеспечению безопасности при запроектных авариях, и вводу их в действие.

Согласно п. 1.2.16 [1], разработка таких инструкций должна осуществляться на основе анализов запроектных аварий. П. 2.1.8 [9] также требует проведения таких анализов.

К сожалению, подход к разработке перечня запроектных аварий, которые должны анализироваться в проектах реакторных установок (РУ) и АС, в рассмотренных документах остался достаточно неопределенным. Единственное имеющееся в правилах ограничение набора таких аварий в виде детерминистического принципа исключения является слабым, и набор возможных сценариев запроектных аварий остается практически необо-

зримым. Выполнить их расчетные анализы реально невозможно, поэтому необходимо выработать некоторый разумный подход к их ограничению.

Определенные указания по формированию перечня запроектных аварий, необходимого для разработки мер по управлению ими, содержатся в [2]. Хотя этот документ регламентирует требования к информации о ядерной и радиационной безопасности, он содержит указания и по отношению к предмету этой информации. В Приложении 2 к настоящему докладу приведена выписка из [2], посвященная перечню запроектных аварий.

Необходимо обратить внимание на два указания, приведенные в разделе 15.2 [2].

1. Перечень запроектных аварий должен содержать все аварии, приводящие к превышению доз облучения персонала и населения и нормативов по выбросам и содержанию РВ в окружающей среде, установленных для проектных аварий.

2. Перечень должен содержать представительные сценарии групп аварий с одинаковым откликом станционных систем, требуемых для предотвращения развития аварий.

Конечно эти указания сужают круг аварий, входящих в перечень, однако он продолжает оставаться достаточно неопределенным. Как следует из дальнейшего текста раздела 15.2, перечень ориентирован на наличие выполненного вероятностного анализа безопасности.

Выполнение такого анализа – весьма сложная и дорогостоящая задача. Не всегда можно располагать его результатами, особенно для действующих энергоблоков.

Следует также отметить, что вероятностный анализ безопасности ориентирован на отбор сценариев аварий по вероятностным критериям, в связи с чем с его помощью могут быть выявлены не все сценарии, приводящие к превышению радиационного воздействия над проектным уровнем.

В [2] содержатся также указания для формированию мер по управлению запроектными авариями. Они соответствуют рекомендациям МАГАТЭ, представленным в отчете [10]. Выписка из [2], раздел 15.6.3, содержащая эти указания, приведена в Приложении 3.

### **3. Вероятностный анализ безопасности и запроектные аварии**

Введение в концепцию безопасности АС России категории запроектных аварий и вероятностных оценочных критериев, которые упоминались выше, привело к включению в регулирующие требования положения об обязательном выполнении вероятностного анализа безопасности. Необходимость такого анализа определяется требованием, изложенным в п. 1.2.16 [1], о том, чтобы представляемые в проектах РУ и АС окончательные перечни запроектных аварий сопровождалась оценками вероятностей путей протекания каждой запроектной аварии, приводящей к тяжелым повреждениям или расплавлению активной зоны, и п.1.2.19.

Как отмечалось выше, требования раздела 15.2 [2] также ориентированы на выполнение вероятностного анализа безопасности.

Вероятностный анализ безопасности входит в состав документов по обоснованию ядерной и радиационной безопасности, которые необходимо представлять регулирующему органу России для получения лицензий на строительство или эксплуатацию АС.

Возможности и ограничения вероятностного анализа безопасности достаточно четко представлены в известном докладе МАГАТЭ INSAG-6 [11]. Они продолжают оставаться в силе.

Вероятностный анализ безопасности необходим для оценки выполнения вероятностных оценочных критериев, введенных в [1], и для оценки эффективности мер по управлению запроектными авариями. Вероятностный анализ безопасности наиболее обоснованно выявляет уязвимые места станции, под которыми понимаются сочетания особенностей конструкции АС, ее схемных решений, компоновки, эксплуатационных процедур и организационной структуры деятельности персонала и которые являются наиболее вероятными причинами выхода повреждения активной зоны реактора за пределы масштабов повреждений, допускаемых для проектных аварий.

Вместе с тем, перечни запроектных аварий, на основе анализа которых должны разрабатываться руководства по управлению запроектными авариями, не могут разраба-

тиваться только на основе использования вероятностных критериев. Поскольку в основе этого перечня должен лежать детерминистический принцип исключения, о котором говорилось выше, то здесь необходим детерминистический подход. Некоторые соображения по формированию такого подхода представлены в следующем разделе настоящего доклада.

#### **4. Детерминистический подход к управлению запроектными авариями**

Представленная в [1] концепция безопасности, в целом, детерминистическая, несмотря на введение в нее вероятностных оценочных критериев. Вероятностный подход является всего лишь важным дополнением к детерминистическому подходу, как и рекомендовано в INSAG-6 [11].

Основу этого подхода составляет детерминистический анализ безопасности, который базируется на методе постулированных исходных событий и принципе единичного отказа с определением для каждого отказа однозначной последовательности развития проектных аварий и их радиационных последствий. Этот подход, по существу, является системным, он обеспечивает необходимую полноту и представительность анализов безопасности.

Для запроектных аварий такой подход не может быть применен. Запроектные аварии возникают при непроектных исходных событиях или при появлении дополнительных отказов сверх постулируемых, в соответствии с принципом единичного отказа. В связи с этим, количество возможных сценариев запроектных аварий оказывается практически неограниченным. Это исключает возможность применения событийно ориентированного подхода для управления запроектной аварией, обычно применяемого для проектных аварий, и требует иного, симптомно ориентированного подхода.

Симптомы или, как сказано в п.5.14 [1], признаки состояния РУ должны относиться к определенным аварийным состояниям. Если эти аварийные состояния будут охватывать все возможные аварийные исходы с радиационными последствиями, превышающими установленные для проектных аварий пределы, а также все промежуточные состояния, развитие которых может к ним привести, то весь интересующий нас спектр запроектных аварий будет системно охвачен.

Аварийные состояния характеризуются уровнями тяжести. Под уровнем тяжести аварийного состояния следует понимать определенную степень повреждения физических барьеров на пути распространения радиоактивных продуктов в окружающую среду. Для АЭС с РБМК такими барьерами являются: тепловыделяющий элемент, включая топливную матрицу и оболочку твэлов, труба технологического канала, граница реакторного пространства, граница контура теплоносителя, герметичное ограждение помещений РУ или защитная оболочка. Для АЭС с ВВЭР вместо трубы технологического канала и границы реакторного пространства рассматривается корпус реактора.

Аварийные состояния не связываются с какими-либо конкретными сценариями, так как одни и те же аварийные состояния могут образоваться в результате развития аварийных процессов по различным сценариям. Переход от аварийных сценариев к аварийным состояниям делает весь спектр запроектных аварий обзримым.

Для того, чтобы количество аварийных состояний было ограниченным, необходимо, чтобы количество рассматриваемых состояний повреждения физических барьеров также было ограниченным. Аварийные состояния должны охватывать весь диапазон возможных повреждений физических барьеров и их сочетаний, образуя шкалу аварийных состояний по нарастанию уровней тяжести.

Весьма существенным для формирования шкалы аварийных состояний является возможность их идентификации. Если какие-либо аварийные состояния не удастся идентифицировать, то их следует исключить из рассмотрения в качестве самостоятельных и рассматривать в составе других состояний.

С каждым выделенным в качестве самостоятельного аварийным состоянием связывается определенный набор функций безопасности, выполнение которых могло бы прекратить дальнейшее развитие аварийного процесса, т.е. предотвратить переход данного аварийного состояния к другому, с большим уровнем тяжести, а возможно даже улучшить состояние аварийного энергоблока. Такие функции принято называть критическими функциями безопасности.

Таким образом, наряду с уровнями тяжести аварийных состояний, должны быть определены связанные с ними признаки состояний и критические функции безопасности.

Поскольку весь набор рассматриваемых аварийных состояний определяется не однозначно, а зависит от нашего выбора, то выбранные аварийные состояния можно считать постулированными, а весь метод анализа запроектных аварий на их основе можно именовать методом постулируемых аварийных состояний – по аналогии с методом постулированных исходных событий для проектных аварий.

Для разработки руководств по управлению запроектными авариями необходимо определить временные и параметрические рамки возникновения постулированных аварийных состояний в процессе протекания запроектных аварий, решить задачу информационного обеспечения действий операторов, определить диагностические и функциональные приоритеты для каждого уровня тяжести, набор необходимых общих, функциональных инструкций, т.е. инструкций по активации определенных функций безопасности. Для этого следует выполнить расчетные анализы некоторых характерных сценариев запроектных аварий, приводящих к тем или иным аварийным состояниям.

Исходя из данной задачи, после разработки перечня постулированных аварийных состояний, на его основе разрабатывается соответствующий перечень аварийных сценариев, подлежащих дальнейшему расчетному анализу. По результатам расчетных анализов определяется эффективность выполнения соответствующих критических функций безопасности и возможные последствия их невыполнения, а также все остальные временные и параметрические характеристики, о которых говорилось выше.

Подводя итог сказанному в настоящем разделе, подчеркнем, что в основе представленного здесь детерминистического подхода к запроектным авариям лежит метод постулированных аварийных состояний. При этом разработка перечня рассматриваемых запроектных аварий и их расчетный анализ играют важную, но вспомогательную роль.

## **5. Заключение**

Как следует из представленного доклада, решение проблемы запроектных аварий в российских нормативных документах так же, как и проектных аварий, базируется на сочетании детерминистического и вероятностного подходов, что вполне соответствует современной общепринятой в мире практике.

## **Литература**

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ-88/97), НП-001-97. Утверждены постановлением Госатомнадзора России от 14 ноября 1997 г. № 9. Введены с 1 июля 1998 г.
2. Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности атомной станции с реактором типа ВВЭР (ТС ООБ), ПНАЭ Г-01-036-95, Москва, 1995.
3. Regulatory requirements on beyond design accident management in Russian Federation. Dr. A. M. Bukrinsky, Presentation at IAEA Workshop on Severe Accident Management, Ljubljana, Slovenia, 12-16 October 1998.
4. Безопасность атомных электростанций, INSAG-3, МАГАТЭ, Вена, 1990.
5. International Atomic Energy Agency, Comparison of the Russian Nuclear Power Plant Safety concept contained in OPB-88 and the next lower level norms and rules with NUSS requirements, Report of the consultants meetings WWER-RD-69, Vienna, 1994.

6. Букринский А.М. Безопасность атомных электростанций по федеральным нормам и правилам России и стандартам МАГАТЭ (Сравнение основных принципов и требований по обеспечению безопасности). М.: НТЦ ЯРБ, 2007.
7. Размещение атомных станций. Основные критерии и требования по обеспечению безопасности. НП-032-01. Утверждены постановлением Госатомнадзора России от 8 ноября 2001 г. №10. Введены с 30 апреля 2002 г.
8. Правила устройства и эксплуатации локализирующих систем безопасности, НП-010-98. Госатомнадзор России. 1998 г.
9. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. НП-082-07. Утверждены постановлением Ростехнадзора от 10.12.2007 № 4.
10. International Atomic Energy Agency, Accident Management Programs in Nuclear Power Plants. A Guidebook. Technical Report Series № 368, Vienna, 1994<sup>1</sup>.
11. International Atomic Energy Agency, Probabilistic Safety Assessment, A report by the International Nuclear Safety Advisory Group, Safety Series № 75 - INSAG-6, Vienna, 1992.

## Приложение 1

### Запроектные аварии в ОПБ-88/97

1. Определение «Запроектная авария», п.18.
2. Определение «Управление аварией», п.63.
3. Требование к АС по ограничению радиационного воздействия при запроектных авариях для удовлетворения требований безопасности, п.1.2.1.
4. Мероприятия глубоководной защиты по предотвращению перерастания проектных аварий в запроектные, п.1.2.3.
5. Мероприятия глубоководной защиты, направленные на защиту локализирующих систем безопасности от разрушения при запроектных авариях и поддержание их работоспособности, п.1.2.3.
6. Детерминистический принцип исключения запроектных аварий из рассмотрения в проекте на основе внутренних свойств самозащищенности реактора и принципов его устройства. Для рассматриваемых запроектных аварий должны быть предусмотрены меры по управлению этими авариями, п.1.2.14.
7. Требование предусматривать для запроектных аварий снижение опасности радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду путем осуществления на площадке АС и окружающей территории планов мероприятий по защите персонала и населения, п.1.2.15.
8. Предварительные и окончательные перечни запроектных аварий. Окончательные перечни запроектных аварий устанавливаются и обосновываются в проекте РУ и АС. Они должны сопровождаться оценками вероятностей путей протекания каждой запроектной аварии, приводящей к тяжелым повреждениям или расплавлению активной зоны.  
Вероятностный принцип исключения из рассмотрения запроектных аварий при разработке дополнительных технических решений по управлению запроектной аварией для ослабления ее последствий на основе выполнения требования п.1.2.17.  
Требование основывать разработку планов аварийных мероприятий по защите персонала и населения и специальных инструкций для персонала по управлению такими авариями на анализах последствий запроектных аварий, рассматриваемых в проектах РУ и АС, п.1.2.16.
9. Требование предусматривать средства связи, в том числе дублирующие, для организации управления АС и систем оповещения при запроектных авариях, п.1.2.23.

---

<sup>1</sup> В настоящее время издан новый документ МАГАТЭ на эту тему: International Atomic Energy Agency, Implementation of accident management programmes in Nuclear Power Plants. Safety reports series No. 32, Vienna, 2004.

10. Задание вероятностного ориентира для тяжелого повреждения или расплавления активной зоны при запроектных авариях, п.4.2.2.
11. Требование к активной зоне, чтобы любые изменения реактивности за счет органов воздействия на нее и эффектов реактивности не вызывали при запроектных авариях неуправляемого роста энерговыделения, приводящего к повреждению тепловыделяющих элементов сверх установленных проектом пределов, п.4.2.3.
12. Требование не допускать образования вторичных критических масс при разрушении активной зоны или расплавлении топлива в случае запроектных аварий, а если такое оказалось возможным, то техническими мерами должно быть ограничено радиационное воздействие установленными для запроектных аварий пределами доз для населения, п.4.2.4.
13. Требование о сохранении информации в условиях запроектных аварий для установления причин возникновения и развития аварии, п.4.4.6.1.
14. Требование обосновать необходимость и допустимость направленного выброса радиоактивных продуктов при запроектных авариях, п.4.6.2.
15. Требование выполнения локализуемыми системами заданных функций при запроектных авариях, п.4.6.3.
16. Требование выпуска администрацией АС специальных инструкций, определяющих действия персонала при запроектных авариях, п.5.1.4.
17. Требование о непрерывных измерениях в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения мощности доз ионизирующих излучений и метеорологических параметров для прогноза радиационной обстановки, а также периодические измерения плотности радиоактивных выпадений при запроектных авариях, п.5.4.4.
18. Требование о разработке до завоза ядерного топлива на АС планов мероприятий по защите персонала и населения в случае аварии на АС с учетом радиационных последствий, п.5.5.1.
19. Цель управления запроектной аварией: возвращение станции в контролируемое состояние, при котором прекращается цепная реакция деления, обеспечивается постоянное охлаждение топлива и удержание радиоактивных продуктов в установленных границах и количествах, п.5.5.6.
20. Требование о подготовке персонала АС к действиям при запроектных авариях, п.5.5.7.
21. Требование к эксплуатирующей организации о подготовке программ проведения противоаварийных тренировок в условиях запроектных аварий, п.5.5.9.

## **Приложение 2**

(Выписка из ТС ООБ,  
ПНАЭ Г-01-036-95, раздел 15.2)

### **Перечень запроектных аварий**

1. Сценарии запроектных аварий, приводящие к повышенным выбросам радионуклидов в окружающую среду. Уязвимые места АС.  
На основе результатов анализа выделять все сценарии запроектных аварий, приводящие к превышению доз облучения персонала и населения и нормативов по выбросам и содержанию РВ в окружающей среде, установленных для проектных аварий. Через минимальные сечения деревьев событий/отказов определять уязвимые места АС. Под ними здесь и далее понимаются сочетания особенностей конструкции АС, ее схемных решений, компоновки, эксплуатационных процедур и организационной структуры деятельности персонала, являющиеся наиболее вероятными причинами выхода повреждения активной зоны реактора за пределы масштабов повреждений, допускаемых для проектных аварий.
2. Характерные группы сценариев запроектных аварий.

Из сценариев, выделенных в предыдущем разделе, формировать группы, в границах которых отклик станционных систем, требуемый для предотвращения развития аварии, одинаков (одинаковы системно-функциональные деревья событий).

3. Представительные сценарии запроектных аварий.  
В пределах каждой группы предыдущего раздела выделять один или несколько представительных сценариев, удовлетворяющих в совокупности следующим четырем критериям:
  1. Наибольшая мощность доз облучения персонала и/или населения.
  2. Наибольшая интенсивность выброса радионуклидов.
  3. Наибольший интегральный выброс радионуклидов.
  4. Наибольший масштаб повреждений систем и оборудования станции.
4. Перечень запроектных аварий.  
Выделенные в разделе 3 сценарии сводить в перечень запроектных аварий для последующего анализа.

**Приложение 3**  
(Выписка из ТС ООБ,  
ПНАЭ Г-01-036-95, раздел 15.6.3)

### **Меры по управлению запроектными авариями**

1. Оперативные цели безопасности.  
Для каждого уровня тяжести запроектной аварии формулировать оперативные цели безопасности, т.е. цели, к достижению которых оперативный персонал АС должен стремиться в данных условиях, чтобы предотвращать или прекращать дальнейшее развитие повреждений оборудования и/или СВБ, либо ограничивать выбросы радиоактивных материалов в окружающую среду.
2. Признаки состояния объекта, критерии возникновения и развития запроектной аварии.  
На основе выполненных расчетных анализов запроектных аварий формулировать признаки состояния объекта и устанавливать критерии, с помощью которых, используя признаки состояния, может быть определен факт возникновения запроектной аварии и может быть прослежено ее развитие по соответствующим уровням тяжести.
3. Системы и оборудование, которые могут быть задействованы для достижения целей безопасности и ограничения последствий аварий.  
Выявлять все технические системы АС (включая системы, не относящиеся к обеспечению безопасности), которые могут быть задействованы, возможно не по проектному назначению и не в проектных режимах работы, для достижения оперативных целей безопасности и ограничения последствий аварии на каждом уровне ее тяжести. Прорабатывать вопросы дублирования систем, выполняющих одну и ту же функцию. Описывать возможности использования материалов и оборудования, расположенных на соседних энергоблоках, а также за пределами промплощадки АС, намечать средства их доставки.
4. Критерии успешности корректирующих действий.  
Формулировать критерии успеха действий персонала по достижению оперативных целей безопасности на каждом уровне тяжести аварий. Определять выражение этих критериев через признаки состояния.
5. Анализ объема информации о состоянии объекта, доступной оперативному персоналу в процессе развития аварии.  
Определять объем информации, требуемый для отслеживания признаков состояния объекта, установления уровней тяжести аварии, управления требуемыми техническими системами, оценки успешности действий по управлению запроектными авариями, технические средства и способы, позволяющие получать эту информацию в прогнозируемых условиях. При необходимости выполнения косвенной оценки требуемых параметров представлять методы такой оценки.
6. Стратегия корректирующих действий.

## Статьи

Описывать стратегию корректирующих действий персонала в условиях запроектной аварии, направленных на достижение целей безопасности на всех возможных уровнях тяжести аварии.

### **Послесловие**

Подход к определению перечня сценариев запроектных аварий для выполнения расчетных анализов, представленный в приведенном выше докладе, выгодно отличается от других подобных подходов (в том числе представленных в новом докладе МАГАТЭ, указанном в сноске к докладу [10] в перечне литературы) тем, что он опирается на перечень постулированных аварийных состояний, уровни тяжести которых образуют полную, но конечную шкалу. Это практически полностью снимает неопределенности, присущие другим подходам, и обеспечивает замкнутость системы.