

# Разработка руководства по управлению запроектными авариями для реакторов РБМК-1500 Игналинской атомной электростанции

**Владимир Власкин,**

**Георгий Кривошеин,**

**Борис Дизик,**

**Владимир Стебенов**

*Игналинская АЭС, ЛТ-31500 Висагинас  
Э-почта: krivoshein@mail.iae.lt*

**Альгирдас Калятка,**

**Эгидиус Урбонавичюс**

*Литовский энергетический институт,  
Бреслауёс 3, ЛТ-44403 Каунас  
Э-почта: algis@mail.lei.lt*

Описаны современные эксплуатационные инструкции, используемые при нормальной эксплуатации, и аварийные процедуры, выполняемые при управлении авариями и аварийными ситуациями на Игналинской АЭС (ИАЭС). Обоснована необходимость разработки руководства по управлению запроектными авариями (РУЗА) для ИАЭС. Описан процесс разработки РУЗА для ИАЭС, который включает в себя: составление списка запроектных аварий, списка применяемых в РУЗА стратегий и их анализ, а также разработку списка модификаций ИАЭС, необходимых для управления запроектными авариями. Представлены описание самих РУЗА и пакета документации РУЗА, описание процесса верификации и валидации РУЗА, а также место РУЗА в эксплуатационной и аварийной документации на ИАЭС. Обсуждены дальнейшие действия по внедрению РУЗА на ИАЭС.

**Ключевые слова:** запроектная авария, реактор РБМК-1500

## 1. ВВЕДЕНИЕ

Игналинская АЭС с реакторами типа РБМК-1500 состоит из двух энергоблоков, один из которых выведен из эксплуатации в 2004 г., а второй будет эксплуатироваться до конца 2009 г. Согласно международной практике, безопасность АЭС должна повышаться вплоть до выведения из эксплуатации. Одним из важных факторов, позволяющих обеспечить безопасность АЭС, является наличие аварийных процедур, покрывающих весь спектр аварийных событий.

В Литве действующие правила требуют, чтобы технический проект атомной станции содержал средства для управления запроектными авариями и чтобы перечень запроектных аварий был разработан и согласован с Государственной инспекцией по безопасности атомной энергетики (VATESI). Для управления запроектными авариями в соответствии с проектными материалами эксплуатирующая организация должна разработать специальные инструкции и согласовать их с VATESI [1, 2]. Согласно требованиям МАГАТЭ на АЭС должны быть внедрены специальные руководства или процедуры для управления запроектными авариями [3].

Начальный проект РБМК-1500 не содержит анализа запроектных аварий, и там нет никаких специальных инструкций или руководств для управления запроектными авариями.

Поэтому возникла необходимость разработать руководство по управлению запроектными авариями для ИАЭС. В мире применяются разные подходы к управлению запроектными авариями. Широко используется подход, разработанный Westinghouse Owners Group (WOG). Этот подход был разработан для реакторов типа PWR, но он также применяется и для реакторов кипящего типа BWR. На Игналинской АЭС установлены реакторы канального типа и поэтому этот подход не может быть просто применен. Система аварийного реагирования на Игналинской АЭС также отличается. Поэтому должен быть разработан новый подход для управления авариями на Игналинской АЭС с реакторами РБМК-1500.

Эта статья представляет обзор основных принципов и подхода к управлению запроектными авариями на Игналинской АЭС с реакторами типа РБМК-1500. В общем случае такой подход может быть применен и для реакторов РБМК-1000, которые эксплуатируются в России, но должны быть учтены отличия в проектах АЭС.

## 2. УПРАВЛЕНИЕ АВАРИЯМИ НА ИАЭС ДО ВНЕДРЕНИЯ РУЗА

До начала разработки РУЗА на ИАЭС действовали эксплуатационные и аварийные инструкции. Эксплуатационные

инструкции охватывают события во время нормальной эксплуатации и эксплуатационные переходные процессы:

- Инструкции нормальной эксплуатации;
- Инструкции для переходных режимов;
- Инструкции отклонения от нормальной эксплуатации;
- Инструкции по эксплуатации систем безопасности.

Аварийные инструкции для управления энергоблоками в случаях проектных и частично для запроектных аварий без тяжелых последствий:

- Событийно-аварийная инструкция;
- Симптомно-ориентированные аварийные инструкции (СОАИ);
- план аварийной готовности.

На рис. 1 показана взаимосвязь между состоянием реактора, состоянием критических функций безопасности, состоянием барьеров безопасности, состоянием топлива и вышеперечисленными инструкциями. Как видно из рис. 1, действующие аварийные процедуры распространяются на область до плавления топлива и не покрывают область запроектных аварий, связанных с тяжелыми повреждениями активной зоны реактора (область плавления топлива и неуправляемое плавление топлива). Поэтому необходимо разработать РУЗА, которое должно покрыть область запроектных аварий, вплоть до разрушения активной зоны.

### 3. РАЗРАБОТКА РУЗА ДЛЯ ИАЭС

В сентябре 2003 г. был начат международный проект, направленный на разработку руководства по управлению запроектными авариями, которые могут иметь место на реакторе РБМК-1500 и в системе обращения отработавшего топлива ИАЭС. Спонсором данного проекта являлся Торгово-промышленный департамент Великобритании.

Основное требование к РУЗА: оно должно быть интегрировано в систему аварийного реагирования ИАЭС для „покрытия“ аварийных ситуаций, которые не покрываются существующими аварийными инструкциями.

Руководителем проекта по разработке РУЗА для ИАЭС являлся Jacobsen Engineering, Ltd. (Великобритания); партнерами проекта – Volian Enterprises Inc. (США), Scientech (США); субподрядчиком исполнителей проекта был Литовский энергетический институт. Необходимо отметить, что значительный вклад в разработку РУЗА внесли специалисты ИАЭС из различных служб, цехов и отделов: Отдела ядерной безопасности, Отдела инженерной поддержки, Технологической службы, Реакторного цеха, Электрического цеха, Химического цеха, Отдела охраны труда и техники безопасности.

Разработка РУЗА для реакторов РБМК производилась впервые. Международного опыта, который мог бы помочь в разработке РУЗА для ИАЭС, не было. По данной тематике для реакторов РБМК разработчиками было найдено всего лишь несколько публикаций, основными из которых являются [4] и [5].

В связи с этим разработка РУЗА была начата с обзора существующего международного опыта по реакторам AGR (Advanced Gas Cooled Reactor), BWR (Boiling Water Reactor),

PWR (Pressurized Water Reactor), для которых имеются процедуры для запроектных и тяжелых аварий, а также соответствующий анализ запроектных аварий.

Первым шагом при разработке РУЗА являлась разработка перечня запроектных аварий на основе вероятностного анализа безопасности (ВАБ) ИАЭС и обоснований СОАИ. Вероятностный анализ безопасности ИАЭС, разработка которого началась с проектом BARSELINA [6], представляет детальную оценку исходных событий, возможных на атомной станции, и сценариев аварий, возможных вследствие этих событий, приводящих к повреждению активной зоны (или к другим состояниям, определенным в ВАБ). Кроме того, в ВАБ включен расчет вероятности каждого из этих аварийных сценариев. Поскольку ВАБ ИАЭС содержит большое количество аварийных сценариев, они были сгруппированы на отдельные группы сценариев запроектных аварий. Вероятность повреждения активной зоны для каждой группы была определена путем суммирования вероятностей отдельных сценариев ВАБ в группе. Необходимо отметить, что в соответствии с международной практикой сценарии из ВАБ ИАЭС, для которых частота повреждения активной зоны является меньше  $10^{-9}$ /год, не рассматривались из-за маленькой их вероятности. Перечень запроектных аварий охватывает все сценарии ВАБ с вероятностями вышеуказанного предела. Сценарии ВАБ также сравнивались с перечнем запроектных аварий, разработанным ИАЭС на основе детерминистических принципов, т. е. на основе СОАИ. Проведенное сравнение показало, что оба перечня хорошо согласуются. Это означает, что ни одно аварийное событие не было пропущено.

При оценке частоты повреждения активной зоны учитывались все события из ВАБ 1 и 2 уровня, для которых были определены категории А и D, т. е. повреждение активной зоны определяется как массовое повреждение целостности оболочек ТВЭЛов.

Разработанный таким образом перечень запроектных аварий включил в себя 18 групп событий для реактора и 3 группы событий для бассейнов выдержки (БВ) отработавшего топлива [7]. Данные группы аварий были включены в РУЗА для ИАЭС, несмотря на отсутствие международного опыта по разработке РУЗА для БВ.

Кроме того, были определены цели безопасности, функции безопасности для достижения этих целей безопасности, угрозы, которые могут возникнуть во время аварий, для этих функций безопасности, и механизмы, которые ведут к этим угрозам. На основе этого было разработано дерево целей безопасности для запроектных аварий [7].

Следующим шагом при разработке РУЗА был сбор информации существующих возможностей оборудования, приборов и персонала, которые могли бы использоваться во время запроектных аварий для ограничения возможных последствий. На основе этой информации был разработан список кандидатов в стратегии высокого уровня, а также были предложены модификации оборудования, необходимые для применения этих стратегий и для определения входных условий в РУЗА [8].

Для идентификации ожидаемой реакции ИАЭС был проведен анализ последствий выбранных аварийных сце-

нариев, оценена эффективность предложенных стратегий, а также выявлены положительные и отрицательные стороны применяемых стратегий [9]. Исходя из результатов данного анализа список стратегий высокого уровня был пересмотрен, и в РУЗА вошли только те стратегии, которые обладают эффективностью, достаточной для управления запроектными авариями.

При разработке РУЗА были рассмотрены разные подходы к управлению запроектными авариями. В этом очень помог международный опыт разработчиков РУЗА, имеющих опыт разработки аналогичных руководств для реакторов PWR, BWR, AGR. В мире наиболее распространена методология WOG (Westinghouse Owners Group). WOG РУЗА с самого начала был разработан для корпусных реакторов.

В методологии WOG РУЗА для управления аварией предусмотрено два основных пакета документов: SAG (Severe Accident Guideline) – руководство по управлению тяжелой аварией и SCG (Severe Challenge Guideline) – руководство по управлению тяжелыми угрозами. Вход в эти процедуры осуществляется через диагностические блок-схемы, в которых указаны входные параметры в эти процедуры. Различия процедур SAG и SCG состоят в том, что при достижении входных условий SCG необходимо незамедлительно выполнять конкретные действия, описанные в этих процедурах. То есть SCG представляет собой инструкцию по борьбе с тяжелыми угрозами. Входные условия SAG не являются столь тяжелыми и есть некоторое время для выбора тех или иных действий и выбора оптимального пути управления аварией.

По аналогии с WOG, в РУЗА для ИАЭС также предусмотрено два пути: „красный“, который соответствует SCG, и „желтый“, соответствующий SAG. Эти два пути разделены на диагностической блок-схеме РУЗА ИАЭС и на самих блок-схемах РУЗА. Однако действия по „желтому“ и „красному“ пути предусмотрены не в отдельных документах, а в конкретном РУЗА.

Следует отметить, что при разработке блок-схем РУЗА использовались логические блоки, применяемые в СОАИ. Кроме того, описательная часть РУЗА была разработана аналогично методике СОАИ, так как оператору будет легче работать с РУЗА, поскольку опыт работы с СОАИ уже существует. Кроме того, при разработке „Руководства по написанию РУЗА“ использовался имеющийся соответствующий документ по СОАИ.

Разработка РУЗА завершилась в декабре 2005 года. Разработанный пакет РУЗА состоит из трех пакетов документов:

1. Руководства по написанию РУЗА. В соответствии со спецификой РУЗА было пересмотрено „Руководство по написанию СОАИ“. В него вошли требования по написанию и СОАИ, и РУЗА.

2. Руководства пользователя РУЗА. Они разработаны в рамках разработки РУЗА и включают в себя правила пользования РУЗА, диагностическую блок-схему, чек-лист выхода из РУЗА.

3. Руководство по управлению запроектными авариями, состоящее из:

3.1. РУЗА-Р1 „Обеспечение теплоотвода от реактора“;

3.2. РУЗА-Р2 „Снижение давления в реакторном пространстве“;

3.3. РУЗА-Р3 „Управление состоянием системы локализации аварии“;

3.4. РУЗА-Б „Управление состоянием бассейнов выдержки“;

3.5. РУЗА-РБ „Снижение выбросов продуктов деления“.

Каждое РУЗА состоит из блок-схемы, текстовой процедуры, описывающей шаги блок-схемы, и технического обоснования.

В соответствии с руководством пользователя вход в несколько РУЗА может быть выполнен одновременно. В каждой из РУЗА-Р1, РУЗА-Р2, РУЗА-Р3, РУЗА-Б идет защита барьеров безопасности на пути распространения продуктов деления (ПД). Поэтому вход в РУЗА-РБ, т. е. борьба за понижение выхода ПД, является превентивным в случае несохранения барьеров безопасности. Кроме того, снижение продуктов деления имеет наивысший приоритет при управлении запроектными авариями. Поэтому, при входе в любое из РУЗА-Р1, РУЗА-Р2, РУЗА-Р3, РУЗА-Б автоматически осуществляется вход в РУЗА-РБ.

Для ограничения последствий запроектных аварий на реакторе предусмотрены следующие стратегии:

- С1. Снижение давления в КМЩ до атмосферного;
- С2. Подача воды в КМЩ;
- С3. Теплоотвод от графита через контур охлаждения системы управления и защиты;
- С4. Изоляция течи (разрыва) КМЩ;
- С5. Сокращение выброса теплоносителя в реакторное пространство;
- С6. Снижение давления в реакторном пространстве через спецвентиляцию и систему очистки газовых сбросов;
- С7. Восстановление охлаждения КТ башни локализации аварии;
- С8. Вентиляция башни локализации аварии;
- С9. Подача воды на спринклеры нижней пароприемной камеры;
- С10. Снижение уровня воды в отсеке выпускных труб до 1,0 м;
- С11. Подача азота на КТ башни локализации аварии;
- С12. Подача щелочи в КТ и камеру горячего конденсата;
- С13. Изоляция системы локализации аварий;
- С14. Изоляция аварийных помещений блока;
- С15. Подача хозяйственно-питьевой воды через пожарные краны.

Кроме того, в РУЗА-Р1 „Обеспечение теплоотвода от реактора“ предусмотрена процедура – „Подача воды в подапаратное помещение“. Целью данной процедуры является обеспечение теплоотвода от расплава топлива в подапаратном помещении при уровне воды не ниже 1 м от пола, а также предотвращение взаимодействия расплава топлива и бетона во избежание повышения давления в СЛА и образования пожаро- и взрывоопасных концентраций водорода в СЛА. Данную процедуру необходимо выполнять в случае неудачных действий, связанных с обеспечением теплоотвода от реактора и неизбежного плавления топлива.

Для ограничения последствий запроектных аварий в бассейне выдержки предусмотрены стратегии:

- С15. Подача хозяйственно-питьевой воды через пожарные краны;
- С16. Восстановление охлаждения ОТВС в БВ;
- С17. Подача воды в БВ;
- С18. Изоляция течи БВ;
- С19. Подача поглотителя в аварийный БВ;
- С20. Изоляция аварийного БВ от других бассейнов.

Применение различных стратегий в целях заграждения путей распространения продуктов деления показано на рис. 2. Как видно из представленного рисунка, в случае неудачи одной стратегии и повреждения одного барьера безопасности для предотвращения распространения продуктов деления используются другие стратегии, сохраняющие следующие барьеры безопасности.

Некоторые из вышеперечисленных стратегий РУЗА могут применяться в нескольких РУЗА и в каждом РУЗА иметь различные цели. Также немаловажно отметить, что примененные стратегии в РУЗА могут иметь отрицательные последствия. В РУЗА отрицательные последствия разделены на кратко- и долгосрочные. РУЗА построено таким образом, чтобы по мере возможности кратковременные последствия устранять в самих РУЗА. Долгосрочные отрицательные последствия необязательно представляют прямую опасность для реакторной установки. Они должны быть приняты во внимание после достижения основной цели РУЗА. Долгосрочные отрицательные последствия примененных стратегий должны быть зафиксированы до момента выхода из РУЗА и переданы руководителю организации аварийной готовности. После завершения действий и выхода из всех РУЗА все отрицательные последствия всех примененных стратегий РУЗА должны быть оценены руководителем организации аварийной готовности и приняты соответствующие компенсирующие меры в рамках плана ликвидации последствий аварии.

#### 4. МОДИФИКАЦИЯ ОБОРУДОВАНИЯ

Как было отмечено выше, в ходе разработки РУЗА для управления запроектными авариями была определена необходимость внедрения следующих модификаций, используемых в случае аварии:

1. Подача хозяйственно-питьевой воды (ХПВ) в технологические каналы.
2. Подача ХПВ в контур охлаждения системы управления и защиты.
3. Подача от источника ХПВ и конденсационных тарелок (КТ) башни локализации аварии (БЛА) в подреакторное пространство.
4. Подача азота в БЛА.
5. Подача воды в БВ от системы технического водоснабжения.
6. Подача поглотителя в БВ.
7. Обеспечение потребителей при полном обесточении собственных нужд.

Из данного списка модификации 1 и 2 предназначены для теплоотвода от реактора, 3 – для охлаждения расплава, 4 – во избежание возгорания и взрыва водорода, 5 – для

теплоотвода от ОТВС, 6 – во избежание критичности в БВ, 7 – для гарантийного обеспечения электроэнергией контрольно-измерительных приборов и связи.

Эти модификации должны быть выполнены персоналом ремонтников непосредственно в аварийных условиях по заявке руководителя центра технической поддержки в соответствии с заранее подготовленными проектами производства работ.

Также было определено, что для измерения температуры топлива необходима модификация установки термомпар в несущую трубу тепловыделяющей сборки. Данная температура является необходимым параметром для входа в РУЗА-Р1. Кроме того, как показали результаты технического обоснования РУЗА-Р1 [10], температура твэл выше 700 °С на поздних этапах развития аварии является параметром, ограничивающим подачу воды в реактор. Данное ограничение связано как с паро-циркониевой реакцией (температура твэл выше 1000 °С), так и с давлением в технологическом канале. Установка термомпары в несущую трубу ТВС предусмотрена не только для аварийных ситуаций, но и при нормальной работе реактора.

#### 5. ВЕРИФИКАЦИЯ И ВАЛИДАЦИЯ РУЗА

После разработки всех РУЗА в декабре 2005 года специалисты ИАЭС, не участвовавшие в разработке РУЗА, провели верификацию процедур РУЗА [11]. Верификация включала в себя проверку технической точности процедур и проводилась в соответствии с требованиями „Руководства по верификации симптомо-ориентированных аварийных инструкций и аварийных инструкций поддержки“. После верификации команда разработки исправила РУЗА в соответствии с замечаниями верификации.

После исправлений РУЗА в марте 2006 года была проведена валидация [12] РУЗА методом „анализа“ в соответствии с „Руководством по валидации СОАИ и АИП“.

Валидационные сценарии были разработаны на основе данных, полученных в ходе разработки РУЗА. Валидация проводилась в соответствии с четырьмя разработанными сценариями валидации:

- Валидация РУЗА-Р1 и РУЗА-РБ проходила с помощью сценария Р1-1 „Полное обесточение собственных нужд станции, включая отказ на запуск всех дизель-генераторов“;
- Для валидации РУЗА-Р2 и РУЗА-РБ использовался сценарий Р2-1 „Блокировка расхода через один раздаточно-групповой коллектор и переключку напорный коллектор ГЦН – коллектор САОР на левой половине КМЩЦ“.
- РУЗА-Р3 и РУЗА-РБ валидировались с помощью сценария Р3-1 „Разрыв напорного коллектора ГЦН на левой половине КМЩЦ с отказом двух каналов быстродействующей подсистемы САОР, трех каналов подсистемы длительного охлаждения САОР и с разрушением одного парораздающего устройства на 14-ой КТ БЛА“.
- Для валидации РУЗА-Б и РУЗА-РБ применялся сценарий „Падение транспортного чехла на дно БВ с возникновением самоподдерживающейся цепной реакции и невозможности проектными средствами потерей воды через трещину облицовки БВ“.

Стратегия		Предотвращение аварии		Смягчение последствий аварии	
Цель персонала	Контроль нормальной эксплуатации		Аварийная ситуация/управление проектной аварией	Управление запроектной аварией	
	Целостность барьеров/сост. норм. экспл.	Восстановление барьеров /сост. норм. экспл.			
Состояние проектных пределов/состояние эксплуатации	Пределы/сост. норм. эксплуатации не нарушены	Пределы/сост. норм. эксплуатации нарушены	Барьеры/состояние норм. эксплуатации нарушены	Нарушены максимальные проектные пределы безопасности	
Состояние реактора	Норм. эксплуатация	Отклонение от нормальной эксплуатации	Аварийная ситуация	Проектная авария	РУЗА
Состояние КФБ	Все КФБ вне угроз		КФБ под угрозой	Один КФБ (или несколько) нарушены	
Состояние барьеров безопасности	Все барьеры безопасности управляемы			Один КФБ (или несколько) нарушены	
Состояние топлива	Нормальное состояние		Нарушение сверх-установленных пределов	Недопустимые повреждения	Плавление топлива / Неуправляемое плавление
Инструкции	Процедуры нормальной эксплуатации	[Штриховка]			
	Событийная аварийная инструкция (О-56)	[Штриховка]			
	СОАИ	[Крестовка]			
	РУЗА	[Голубая заливка]			

Рис. 1. Взаимосвязь эксплуатационных и аварийных процедур ИАЭС при нормальной эксплуатации и на различных этапах развития аварии

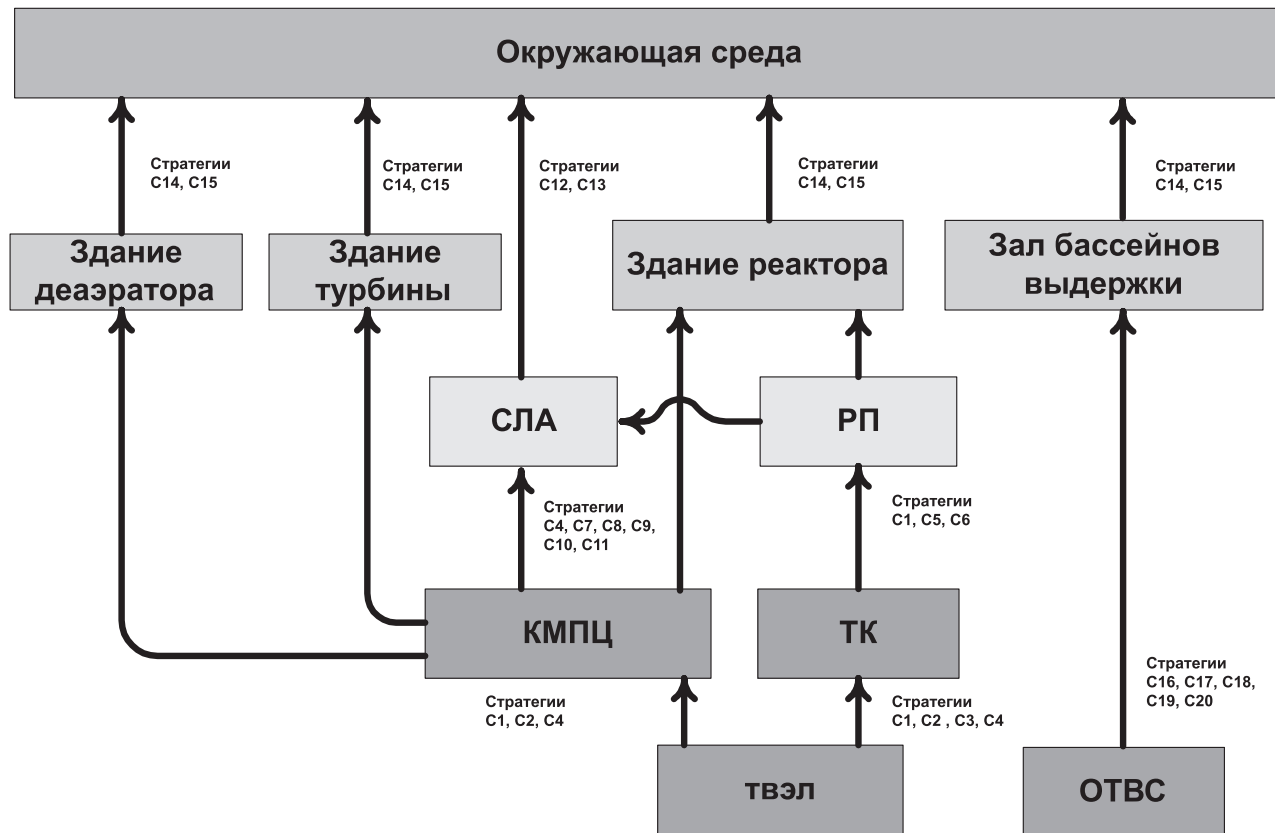


Рис. 2. Пути распространения продуктов деления при аварии



Кроме того, была проведена валидация следующих процедур поддержки [13]:

- „Подача воды в контур многократной принудительной циркуляции (КМПЦ) (в раздаточно-групповой коллектор) от источников низкого давления“;
- „Теплоотвод от графита через контур охлаждения системы управления и защиты“;
- „Загопление подреакторного пространства“;
- „Снижение давления в реакторном пространстве через спецвентиляцию и систему очистки газовых сбросов“;
- „Снижение уровня воды в отсеке выпускных труб до 1,0 м“;
- „Подача азота на конденсационную тарелку башни локализации аварии“;
- „Вентиляция башни локализации аварии“;
- „Подача щелочи в конденсационные тарелки и камеру горячего конденсата“;
- „Подача технической воды в бассейне выдержки“;
- „Подача поглотителя от дополнительной системы удержания в аварийный бассейн выдержки“;
- „Перемешивание поглотителя в БВ“.

Названные процедуры входят в состав РУЗА и предназначены для детального описания процесса выполнения той или иной стратегии РУЗА. Валидация процедур поддержки выполнялась в соответствии с требованиями „Руководства по валидации СОАИ и АИП“. Валидация процедур поддержки комплекта РУЗА проводилась методом имитации, т. е. операторы имитировали действия, необходимые для выполнения процедур, тем самым проверяя запас времени для выполнения действий, заложенный в процедурах.

После поправок по результатам валидации процедур РУЗА в июне 2006 года завершено их согласование на ИАЭС.

Необходимо отметить, что в ходе разработки РУЗА было проведено несколько встреч с регулирующим органом VATESI для информирования о ходе процесса разработки РУЗА. Сотрудники VATESI отметили целесообразность таких встреч для более глубокого понимания проблем разработки РУЗА и значения этих процедур в общем пакете аварийных процедур ИАЭС.

## 6. УПРАВЛЕНИЕ АВАРИЯМИ ПОСЛЕ ВНЕДРЕНИЯ РУЗА

РУЗА, как и СОАИ, разработано на основе симптомного подхода, т. е. при использовании руководства определение исходного события не является необходимым. В ходе разработки РУЗА для ИАЭС выявлено, что для полной интеграции РУЗА в систему аварийного реагирования ИАЭС необходимо внести изменения в действующую аварийную документацию ИАЭС.

Вход в диагностическую блок-схему РУЗА осуществляется через объявление состояния „готовности“ или выше в соответствии с планом аварийной готовности ИАЭС. Таким образом, взаимосвязь РУЗА с аварийными инструкциями, уже действующими на ИАЭС, выполнена только в плане аварийной готовности ИАЭС.

Вход в каждое РУЗА осуществляется через диагностическую блок-схему при достижении соответствующих значений параметров.

В каждом РУЗА предусмотрен шаг для избежания противоречий между действиями по РУЗА и СОАИ и другой аварийной документацией, а также между самими РУЗА.

На рис. 1 показано место РУЗА в эксплуатационной и аварийной документации на ИАЭС. Как видно из рисунка, РУЗА покрывает область запроектных аварий, вплоть до области тяжелых повреждений и разрушения активной зоны, чего до сих пор действующие аварийные процедуры не покрывали. Также необходимо отметить, что существуют перекрывающиеся области, где можно применить разные процедуры, что является положительным фактором при управлении аварией.

## 7. ВЫВОДЫ

Действующая аварийная документация и РУЗА покрывают полный спектр аварий на ИАЭС.

В ходе разработки РУЗА уточнены реакции станции на запроектные аварии или аварийные ситуации.

Определено несколько улучшений/модификаций станции, полезных для управления авариями.

В ближайшем будущем планируется:

- направить пакет документов РУЗА на согласование в VATESI;
- провести обучение операторов и центра технической поддержки по применению РУЗА;
- внедрить РУЗА на ИАЭС;
- кроме того, необходимо продолжать изучение явлений запроектных аварий.

### Сокращения

AGR	Advanced gas cooled reactor
BWR	Boiling water reactor
PWR	Pressurized water reactor
SAG	Severe accident guideline
SCG	Severe challenge guideline
VATESI	Valstybinė atominės energetikos saugos inspekcija
WOG	Westinghouse Owners Group
АИП	Аварийная инструкция поддержки
АЭС	Атомная электростанция
БВ	Бассейн выдержки
БЛА	Башня локализации аварий
ВАБ	Вероятностный анализ безопасности
ГЦН	Главный циркуляционный насос
ИАЭС	Игналинская АЭС
КГК	Камера горячего конденсата
КМПЦ	Контур многократной принудительной циркуляции
КТ	Конденсационная тарелка
МАГАТЭ	Международное агентство по атомной энергии
ОТВС	Отработавшая топливная сборка
РБМК	Реактор большой мощности канальный
РУЗА	Руководство по управлению запроектными авариями
САОР	Система аварийного охлаждения реактора
СЛА	Система локализации аварий

СОАИ	Симптомно-ориентированные аварийные инструкции
ТК	Технологический канал
ХПВ	Хозяйственно-питьевая вода

### В работе приняли участие:

Paul Guymet, Harry Julian, Paull Linn, Алексей Тарасов, Валерий Наумов, Андриус Юркявичюс, Линас Коралевас, Степан Киосе, Андриус Багдонос, Николай Саук, Александр Внуков, Сергей Шишкин, Алексей Маркелов, Леонид Зык, Михаил Овчиников, Юрий Евпланов, Анатолий Митенков, Валерий Зык, Юрий Шилкин, Вадим Сафронов.

Поступило 18 03 2007

Принято 5 04 2007

### Литература

1. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций, Руководящие документы. VD-T-001-0-97. VATESI, 1997.
2. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций, Руководящие документы. VD-B-001-0-97, VATESI. 1997.
3. Basic safety principles for nuclear power plants: INSAG-12, Vienna: International Atomic Energy Agency, 1999.
4. Василевский В. П., Никитин Ю. М., Петров А. А., Черкашов Ю. М. Особенности и развитие тяжелых аварий РБМК и подходы к управлению ими // Атомная энергетика. 2001. Т. 90. № 6.
5. Отчет о научно-исследовательской работе (заключительный). Анализ возможности возникновения, развития и последствий гипотетической аварии с длительной потерей электропитания собственных нужд на энергоблоке с реактором РБМК-1500, код ТАСпд-1845-23521, 1997 г.
6. The Barselina project Phase 4 summary report, December 1996.
7. Отчет. Разработка руководства по управлению запроектными авариями на Игналинской АЭС. Задача 1: Перечень запроектных аварий. Версия 0 (15 марта 2004), код ТАСпд-1245-71318, NSP/03-L10/01/1. Англия, Jacobsen Engineering.
8. Отчет. Разработка руководства по управлению запроектными авариями на Игналинской АЭС. Задача 3: Определение кандидатов в стратегии высокого уровня и требований для связанного оборудования, приборов и процедур. Версия 0. (декабрь 2004), код ТАСпд-1245-722228, NSP/03-L10/03/01, Англия, Jacobsen Engineering.
9. Отчет. Разработка руководства по управлению запроектными авариями на Игналинской АЭС. Задача 2: Моделирование и расчеты тяжелых аварий. Версия 0 (апрель 2005), код ТАСпд-1245-722228, NSP/03-L10/02/1 Англия, Jacobsen Engineering.
10. Финальный отчет. Обоснование РУЗА-Р1 „Обеспечение теплоотвода от реактора“. S/17-474.3.5-G1-V:02, 2006-02-06. Каунас: ЛЭИ.
11. Отчет по верификации руководства по управлению запроектными авариями Игналинской АЭС, код ПТОот-0845-1 от 2006-01-30.
12. Акт о результатах проведения валидации руководств по управлению запроектными авариями (РУЗА). 2 энергоблок, код ПТООп-0847-10 от 2006-03-10.
13. Отчет по валидации процедур поддержки комплекта руководства по управлению запроектными авариями Игналинской АЭС, код ПТОот-0845-2 от 2006-01-30.

Vladimir Vlaskin, Georgij Kryvošein, Boris Dizik,  
Vladimir Stebenev, Algirdas Kaliatka, Egidijus Urbanavičius

### DEVELOPMENT OF BEYOND-DESIGN-BASIS ACCIDENT MANAGEMENT GUIDELINES FOR RBMK-1500 REACTORS OF THE INPP

#### Summary

The article presents the current operational procedures used for the normal operation and the emergency procedures used for accident and emergency situation management at the Ignalina NPP. The necessity to develop the severe accident management guidelines (SAMG) for the INPP has been justified. The process of SAMG development is described. This process comprises the development and analysis of the beyond-design-basis accident list, development of the SAMG strategy list and of the INPP modification list, which are needed for severe accident guidelines.

The SAMG procedures and SAMG documentation package, their verification and validation process, and also the place of SAMG in the list of INPP normal and emergency procedures are described. The future activities for the SAMG implementation at the INPP are discussed.

**Key words:** beyond-design-basis accident, RBMK-1500 reactor

Vladimir Vlaskin, Georgij Kryvošein, Boris Dizik,  
Vladimir Stebenev, Algirdas Kaliatka, Egidijus Urbanavičius

### NEPROJEKINIŲ AVARIJŲ VALDYMO VADOVO IGNALINOS AE RBMK-1500 REAKTORIAMS KŪRIMAS

#### Santrauka

Pateikti Ignalinos AE normalios eksploatacijos metu naudojamų eksploatacijos instrukcijų bei avarinių procedūrų, naudojamų avarijoms ir avarinėms situacijoms valdyti, aprašymai. Pagrįsta būtinybė paruošti neprojektinių avarijų valdymo vadovą (NAVV). Aprašytas Ignalinos AE NAVV ruošimo procesas: neprojektinių avarijų sąrašo sudarymas ir jų analizė, strategijų, panaudotų NAVV, sąrašo sudarymas, taip pat Ignalinos AE neprojektinėms avarijoms valdyti reikiamų modifikacijų sąrašo sudarymas.

Pateikta Ignalinos AE NAVV bei NAVV dokumentų aprašymai, NAVV verifikacijos ir validacijos proceso aprašymas, taip pat Ignalinos AE NAVV „vieta“ eksploatacijai ir avarijų valdymui skirtuose dokumentuose. Aptarti tolesni veiksmai įdiegiant NAVV Ignalinos AE.

**Raktažodžiai:** neprojektinė avarija, reaktorius RBMK-1500