

УДК 621. 039. 548

МЕТОДИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

Малков А.П., д.т.н.
(АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)

В статье рассматриваются особенности анализа и обоснования безопасности исследовательских реакторов (ИР). Даны методические рекомендации по выбору перечня рассматриваемых исходных событий при нарушениях нормальной эксплуатации ИР. Показана важность учета состояния реактора при анализе безопасности. Определены требования к исходным данным для анализа безопасности ИР. Показана степень влияния экспериментальных устройств и режимов проводимых испытаний на безопасность ИР. Сформулированы основные проблемы, которые надо решать при расчетном анализе и обосновании безопасности ИР. Показано, что анализ безопасности ИР не исчерпывается проектными данными и что в процессе текущей эксплуатации необходимо постоянно проводить уточняющее обоснование безопасности с учетом текущего состояния реактора с современным набором экспериментальных устройств.

► **Ключевые слова:** исследовательский реактор, анализ и обоснование безопасности, исходные события, исходные данные, экспериментальные устройства, нейтронно-физические характеристики, результаты исследований.

METHODICAL SPECIFICS OF SAFETY ANALYSIS FOR RESEARCH REACTORS

Malkov A.P., Ph.D.
(JSC «SSC RIAR», Dimitrovgrad)

The paper describes specifics of the research reactors (RR) safety analysis and justification. Methodical recommendations on selection of the list of initial events considered during RR abnormal operation are given. The importance of taking the reactor state into account in assessing its safety is shown. Requirements to the initial data for the RR safety analysis are determined. The degree of influence of experimental devices and test conditions on RR safety is shown. Main problems to be settled during the calculation analysis and RR safety justification are presented. The paper proves that the RR safety analysis goes beyond the design data and shows that it is necessary to constantly perform a more detailed justification of safety taking into account the current state of the reactor and various up-to-date experimental devices.

► **Key words:** research reactor, safety analysis and justification, initial events, initial data, experimental devices, neutron and physical characteristics, investigation results.

Введение

Мощность исследовательских реакторов (ИР) и, соответственно, количество радиоактивных веществ (РВ) в них меньше, чем у энергетических реакторов, тем не менее, потенциальная опасность ИР для персонала, населения и окружающей среды все же достаточно велика в силу таких особенностей, как:

- меньшее, чем у энергетических реакторов, количество физических барьеров, препятствующих распространению РВ, особенно у бассейновых ИР;
- частые перегрузки ИР и высокая частота переходных режимов;
- значительное влияние экспериментальных устройств (ЭУ) на физические характеристики и безопасность ИР;
- высокая плотность и неравномерность распределения нейтронного потока, что приводит к быстрому набору флюенса нейтронов в конструкционных материалах и повышению вероятности отказов элементов ИР вследствие этого;
- использование в наиболее мощных ИР, как правило, высокообогащенного топлива, критические параметры которого минимальны;
- эксплуатация большинства ИР в режимах с частичной перегрузкой топлива, что приводит к непостоянству профиля энерговыделения в активной зоне, эффективности органов СУЗ и переменному значению запаса реактивности от кампании к кампании;
- частые модернизации ИР и внедрение новых устройств с целью расширения экспериментальных возможностей, при которых меняются физические характеристики реакторов и условия безопасной эксплуатации.

Названные особенности ИР обуславливают менее стандартизованный подход к анализу безопасности этих реакторов, по сравнению с реакторами других типов. Базовый международный документ по безопасности исследовательских реакторов [1] декларирует необходимость дифференцированного подхода к анализу и достижению безопасности ИР. При этом, в отличие от других типов реакторов, проектное обоснование безопасности ИР не является исчерпывающим, поскольку частые модернизации ИР, ввод новых ЭУ, реализация различных режимов испытаний приводят к тому, что физические и технические характеристики ИР меняются в процессе эксплуатации. В связи с этим отчет по обоснованию безопасности (ООБ) ИР с анализом его безопасности в процессе эксплуатации реактора

необходимо периодически пересматривать. При создании любого нового ИР, особенно нетипового, каким, например, является проектируемый многофункциональный быстрый исследовательский реактор (МБИР) [2], необходимо анализ безопасности выполнять с постоянным уточнением на всех этапах разработки – от концептуального проекта до рабочей проектно-конструкторской документации.

Несмотря на разнообразие ИР, существует логичное стремление сформулировать общие требования к анализу их безопасности. На это направлены и международные, и национальные документы [1,3]. Нормативные документы (НД) по безопасности содержат перечень рекомендуемых постулируемых исходных событий, для которых должен быть выполнен анализ и обоснование безопасности ИР. Очевидно, что из-за разнообразия ИР этот перечень должен быть обоснованно уточнен и конкретизирован с учетом физических, конструктивных, технологических, географических и других особенностей конкретной установки. В НД [3] приведены также общие рекомендации к процедуре анализа безопасности и представлению результатов последствий развития нештатных ситуаций при реализации исходного события, которые должны быть также обоснованно конкретизированы для данной установки. В работе сформулированы некоторые методические рекомендации по анализу безопасности ИР на основе опыта эксплуатации ИР различного типа.

1. Трактовка перечня постулируемых исходных событий

В НП «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности исследовательских ядерных установок» [3] содержится рекомендуемый «Перечень исходных событий для расчетного анализа проектных аварий на ИЯУ». С учетом рекомендательного характера этого перечня и принципа дифференцированного подхода к типу ИЯУ предполагается, что к этим перечням следует относиться достаточно критически. При этом, с точки зрения безопасности, важнее сделать расширенный анализ по сравнению с рекомендуемым перечнем. Обоснованно уменьшить список исходных событий, особенно для ИР малой мощности, проще. Например, в [1] содержится такая рекомендация: «Масштаб, степень и детальность анализа безопасности исследовательских реакторов малой мощности могут быть значительно меньше тех, которые требуются для исследовательских реакторов

большой мощности, поскольку некоторые сценарии аварий могут быть неприемлемыми или требовать лишь ограниченного анализа. Например, подход к аварии с потерей теплоносителя может значительно различаться в зависимости от мощности и конструкции реактора».

В качестве примеров в расширенной трактовке рекомендуемого перечня исходных событий для расчетного анализа безопасности ИР можно привести некоторые события, рассмотренные в ООБ исследовательских реакторов НИИАР различного типа.

Одним из основных исходных событий, связанных с вводом положительной реактивности при анализе безопасности любых ядерных реакторов, является несанкционированное извлечение органа компенсации реактивности. В перечне исходных событий из НД [3] приведена формулировка: «Несанкционированное извлечение поглощающего стержня СУЗ (группы стержней) с максимальной эффективностью и скоростью». Цель анализа этой ситуации очевидна – определить, что будет с реактором (амплитуда увеличения мощности, максимальные нагрузки на твэлах, степень их возможной разгерметизации, радиационная обстановка в помещениях ИЯУ и т.д.) при вводе положительной реактивности органом СУЗ в случае несанкционированном извлечении. Но уже в этой формулировке содержатся неопределенности для анализа. Орган СУЗ максимальной эффективности не всегда имеет максимальную скорость ввода положительной реактивности. При этом скорость ввода положительной реактивности в процессе развития инцидента, как правило, более значимая характеристика по сравнению с абсолютной эффективностью. При несанкционированном извлечении более «легкого», но и более быстроходного органа за время, сопоставимое с реакцией управляющих и защитных систем безопасности, может быть введена большая положительная реактивность по сравнению с более «тяжелым», но тихоходным органом. Это, в свою очередь, приведет к большему «выбегу» мощности реактора до срабатывания аварийной защиты и к более тяжелым радиационным последствиям в процессе развития инцидента. Более того, к наиболее тяжелым последствиям может привести несанкционированное извлечение компенсатора реактивности, не обладающего ни максимальной эффективностью, ни максимальной скоростью ввода реактивности. Это можно проиллюстрировать на примере исследовательского реактора СМ [4].

Сечение активной зоны высокопоточного реактора СМ с нейтронной ловушкой представлено на рис.1. Центральная замедляющая полость реактора (ЦЗП) образована извлечением четырех ТВС и состоит из фигурных бериллиевых вкладышей, образующих в сборе цилиндрическую полость, в которой размещают облучаемые мишени. Четыре стержневых рабочих органа аварийной защиты (РО АЗ) и центральный компенсирующий орган (ЦКО) кольцевой формы расположены в ЦЗП. Компенсирующие органы (КО), состоящие из верхней поглощающей части и штатной ТВС в качестве топливной подвески, размещены в четырех угловых ячейках активной зоны. Два РО автоматического регулирования (АР) мощности реактора (основной и резервный) находятся в отражателе.

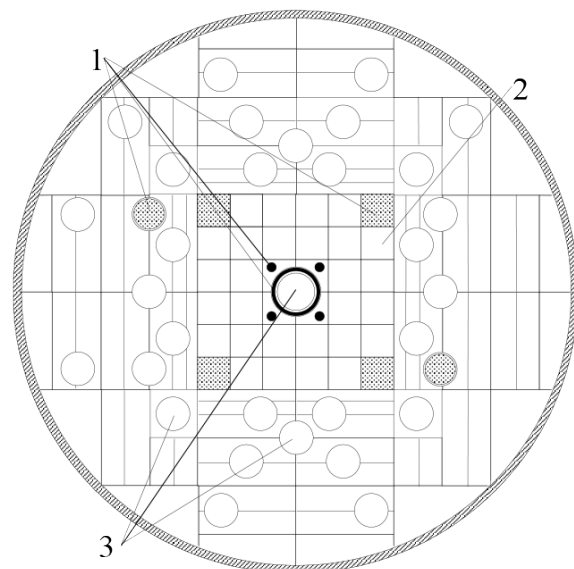


Рис. 1. Картограмма активной зоны реактора СМ:

- 1 – органы СУЗ; 2 – рабочие ТВС;
- 3 – экспериментальные каналы

Паспортные диапазоны изменения эффективности органов СУЗ реактора СМ и скорость ввода положительной реактивности ими представлены в таблице 1. Эффективность РО АЗ меняется в зависимости от глубины погружения в активную зону ЦКО, скорость ввода реактивности при извлечении АЗ приведена без диапазона ее изменения вследствие того, что АЗ взводится только при погруженном в активную зону ЦКО (эффективность одного рабочего органа АЗ при нижнем положении ЦКО $\leq 0,7 \beta_{эфф}$). Эффективность АР меняется в зависимости от глубины погружения в активную зону ближайшего КО, заполнения каналов отражателя, распределения топлива в активной зоне.

| Функциональное назначение РО СУЗ | Кол-во групп РО, шт. | Кол-во РО в группе, шт. | Эффективность группы, $\beta_{эфф}$ | Скорость увеличения реактивности при взводе, $\beta_{эфф}/с$ | Время ввода РО СУЗ в активную зону по сигналу АЗ, с |
|----------------------------------|----------------------|-------------------------|-------------------------------------|--------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------|
| АЗ | 4 | 1 | 0,45 ÷ 1,5 | 0,06 | 0,6 |
| АР | 2 | 1 | 0,01 ÷ 0,4 | 0,0017 ÷ 0,066 | 12 |
| КО | 4 | 1 | 1,3 ÷ 3,5 | 0,012 ÷ 0,033 | 180 |
| ЦКО | 1 | 1 | 2,5 ÷ 4,5 | 0,021 ÷ 0,036 | 180 |

Эффективность КО и ЦКО меняется в зависимости от средней глубины выгорания топлива в активной зоне, от наличия экспериментальных устройств в активной зоне и отражателе, от взаимного положения КО и ЦКО, от выгорания топливной подвески КО [5]. Наиболее эффективный компенсирующий орган реактора – ЦКО. Однако при его извлечении вследствие эффектов интерференции значительно (более чем в два раза) увеличивается эффективность РО АЗ, находящихся в непосредственной близости от ЦКО. Поэтому при постулируемом несанкционированном извлечении ЦКО аварийная защита даже при зависании одного, наиболее эффективного РО АЗ, надежно и своевременно переводит реактор в подкритическое состояние без значимых «выбегов» мощности реактора. РО АР имеют максимальную скорость ввода положительной реактивности в конце кампании при извлеченных КО, при этом по абсолютной величине вводимая ими реактивность мала и легко компенсируется при срабатывании АЗ. По результатам выполненного анализа, результаты которого представлены в ООБ реактора, наибольшую потенциальную опасность представляет несанкционированное извлечение КО, которые не обладают ни максимальной эффективностью, ни максимальной скоростью ввода положительной реактивности. Для исключения выхода в критическое состояние при ситуации с несанкционированным извлечением КО из подкритического состояния по завершению перегрузки в паспорте реактора внесено условие: «Для обеспечения безопасности при несанкционированном извлечении КО на полный ход предельно допустимая его эффективность для конкретной кампании ограничена и определяется компоновкой активной зоны таким образом, что она не превышает значение, определяемое соотношением:

$$\rho_{КОmax} < \rho_{п} + 1,35\beta_{эфф}$$

где $\rho_{п}$ – подкритичность реактора с введенными в активную зону органами регулирования и взве-

денными стержнями АЗ; $1,35\beta_{эфф}$ – минимальная эффективность трех (без одного наиболее эффективного) стержней АЗ.»

При формальной же трактовке исходного события по перечню из НП-049-03, связанного с несанкционированным извлечением наиболее эффективного органа, достаточно было бы рассмотреть «самоход» ЦКО. Хотя это и не самая весомая по последствиям нештатная ситуация для реактора СМ.

В качестве примера расширения рекомендуемого перечня исходных событий можно привести анализ изменения реактивности при выделении растворенного азота вследствие потери давления из теплоносителя водоохлаждаемых реакторов с газовой компенсацией давления в контурах охлаждения установки. Такая ситуация рассмотрена, в частности, в ООБ реактора СМ. В отчете показано, что ситуация с выделением азота («газовым вскипанием») приводит к вводу отрицательной реактивности и является свойством внутренней защищенности. Однако знак эффекта реактивности может измениться для ИР с петлевыми каналами в активной зоне или легководной нейтронной ловушке. В этом случае выделение азота из теплоносителя петлевого контура при его разгерметизации может быть потенциально опасным и требует тщательного анализа.

Одним из самых широких по возможной трактовке событий из перечня [3] является: «Введение положительной реактивности технологическими системами или экспериментальными устройствами вследствие неисправностей, отказов и выхода их из строя, а также ошибок персонала». В зависимости от физических и конструктивных особенностей ИР конкретные исходные события, попадающие под этот пункт, могут быть самыми разнообразными. Их выбор и качество анализа последствий определяется квалификацией и опытом работы специалистов, эксплуатирующих ИР. Например, для реактора МИР.М1 [4], к перечню исходных событий, приводящих к вводу положительной реактивности

относят разгерметизацию петлевых каналов [6,7]. Ряд этих ситуаций рассмотрен в ООБ реактора.

Исходя из высказанных соображений, можно сделать вывод, что к выбору и обоснованию перечня исходных событий при анализе нештатных ситуаций для конкретного ИР необходимо относиться очень ответственно. Такой анализ может сделать только квалифицированный персонал, эксплуатирующий установку. Сторонним экспертам, не обладающим хорошими знаниями физических, конструктивных, технологических характеристик установки, а также особенностей ее эксплуатации и программ экспериментальных работ более сложно это сделать.

2. Учет состояния реактора при анализе

При анализе безопасности ИР необходимо учитывать то, что одно и то же исходное событие в зависимости от состояния реактора может привести к различным последствиям. В НД [3] содержится требование: «Для всех режимов эксплуатации ИЯУ необходимо привести перечни и результаты анализа аварий, включая информацию, обосновывающую выбор исходных событий аварии, возможные пути протекания и радиационные последствия аварии». Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок [8] определяют следующие режимы эксплуатации:

- пуска и работы на мощности;
- временного останова;
- длительного останова;
- окончательного останова.

Очевидно, что перечень исходных событий из [3] относится, прежде всего, к режиму пуска и работы на мощности, хотя анализ последствий некоторых исходных событий, связанных, прежде всего, с внешними воздействиями необходимо проводить и для остальных режимов эксплуатации. В рамках каждого режима необходимо провести анализ безопасности с учетом состояния реактора.

К анализируемым состояниям ИР следует отнести:

- состояние перегрузки (в этом состоянии возрастает вероятность ошибок персонала, первый контур реактора разгерметизирован, минимальна или отсутствует принудительная циркуляция теплоносителя, чувствительность каналов контроля и аварийной защиты по плотности потока нейтронов и скорости ее нарастания минимальна, возможно отсутствие взведенной аварийной защиты, персонал находится в непосредственной близости к

реактору);

- «холодное, неотравленное» состояние перед пуском (в этом состоянии минимальна подкритичность реактора, максимален запас реактивности, минимальна эффективность средств воздействия на реактивность, вводимая по аварийному сигналу);

- «горячее, неотравленное» состояние (в этом состоянии уже достигнута номинальная мощность и максимальные нагрузки на твэлах, запас реактивности еще достаточно велик, для реакторов на тепловых нейтронах происходит нестационарное «отравление» топлива ^{135}Xe , вследствие которого персонал и системы автоматического управления производят активное перемещение компенсаторов реактивности с изменением профиля энерговыделения);

- «горячее, отравленное» состояние (наиболее стабильный режим работы реактора, при этом достигается максимальное количество продуктов деления в активной зоне к концу кампании и максимальное значение отрицательной реактивности, вводимой компенсаторами реактивности по аварийному сигналу).

Каждое из перечисленных состояний отличается:

- величиной и скоростью ввода реактивности при инициирующем событии и срабатывании систем безопасности в ходе развития нештатной ситуации;

- величиной, параметрическими зависимостями и в ряде случаев – знаком обратных связей по реактивности в процессе инцидента;

- коэффициентами неравномерности энерговыделений в активной зоне, максимальной мощностью твэлов, температурами оболочек и сердечников твэлов;

- количеством и активностью продуктов деления и других радиоактивных веществ в активной зоне.

Таким образом, для постулируемых исходных событий по описанным состояниям реактора необходим анализ, по крайней мере, предварительный оценочный для выбора состояния с наиболее тяжелыми последствиями. Требуется тщательно и системно продумать возможные сценарии развития нештатных ситуаций с учетом зависимых от исходного события последствий, возможных отказов, ошибок и наложений. Для выбранных состояния и сценария развития инцидента необходим детальный расчетный анализ с применением адаптированных к конкретному ИР верифицированных расчетных кодов.

3. Исходные данные для анализа

Для анализа безопасности любого ядерного реактора необходимы достоверные исходные данные по нейтронно-физическим характеристикам (НФХ), важным для безопасности. К таким характеристикам относятся:

- значения эффективности РО СУЗ, их градуировочные характеристики, скорости перемещения РО;
- коэффициенты неравномерности энерговыделения в активной зоне;
- временные характеристикам ввода положительной и отрицательной реактивности средствами воздействия на реактивность;
- значения и характеристики обратных связей по реактивности при изменении мощности реактора, температуры, давления и расхода теплоносителя.

Для ИР названные характеристики могут меняться в широких пределах в зависимости от состояния реактора, загрузки активной зоны, типа экспериментальных устройств, режимов проводимых испытаний. Необходимо знать зависимости изменения характеристик от различных факторов и диапазоны изменения этих характеристик для корректного и консервативного использования в исходных данных при анализе безопасности ИР. Крайне желательно иметь экспериментальное подтверждение исходных данных с получением их непосредственно на реакторе или критической сборке – физической модели, если она входит в исследовательский комплекс ИР.

Эффективность органов СУЗ – важнейшая характеристика, определяющая показатели эксплуатации и безопасности любого ядерного реактора. От суммарной эффективности компенсирующих органов зависит запас реактивности реактора, его подкритичность при выполнении перегрузочных и ремонтных работ, баланс реактивности и продолжительность кампании. Безопасность реактора при отклонениях от режимов нормальной эксплуатации обеспечивается, прежде всего, скоростью ввода отрицательной реактивности по аварийному сигналу и достаточной эффективностью средств системы останова. Исходные данные, необходимые для расчетного анализа любых постулируемых аварийных ситуаций, – величина и скорость ввода отрицательной реактивности при останове реактора. Эти параметры определяют временной график изменения мощности реактора в ходе развития инцидента [9,10]. Для обеспечения нормативных требований по ядерной безопасности и корректного

расчета последствий постулируемых аварийных ситуаций необходимо знать закономерности и пределы изменения эффективности РО СУЗ, их значения для анализируемого состояния активной зоны, форму градуировочных характеристик и скорость ввода в активную зону.

Факторов влияния на профиль нейтронного потока в активной зоне и соответственно, на эффективность органов СУЗ в исследовательских реакторах значительно больше, чем в реакторах другого назначения (структура и физические особенности активной зоны, расположение и конструкция рабочих органов СУЗ, распределение топлива и продуктов деления в активной зоне, заполнение экспериментальных каналов, взаимное положение (глубина ввода в активную зону) органов СУЗ при работе реактора). Кроме того, в реакторе на тепловых нейтронах эффективность органов регулирования может меняться в зависимости от температуры реактора, выгорания топлива, наличия других поглотителей нейтронов. Результаты выполненных исследований [11] показали, что степень влияния перечисленных факторов на эффективность РО СУЗ различных ИР может значительно отличаться, а изменение эффективности конкретных рабочих органов происходит в широком диапазоне. Значимость каждого из перечисленных факторов зависит от физических и конструктивных особенностей конкретного ИР.

Для реакторов с одной критической загрузкой (СМ, РБТ-6, РБТ-10) [4] эффективность РО СУЗ может увеличиваться или уменьшаться в несколько раз (см, например, таблица 1).

Для физически больших реакторов с несколькими критическими загрузками в активной зоне (реактор МИР) [4], эффективность РО СУЗ может меняться в десятки раз (таблица 2).

Существенное влияние на скорость ввода отрицательной реактивности по аварийному сигналу оказывают градуировочные характеристики РО СУЗ. Причем не всегда они имеют форму, близкую к симметричной. При использовании в реакторах комбинированных РО СУЗ с верхней поглощающей частью и нижней (топливной) большая часть суммарной эффективности приходится на топливо. Например, эффективность поглощающей части РО КД реактора МИР при использовании «свежей» ТВС в качестве топливной догрузки составляет около 10% от общего «веса» КД (рис. 2).

Рабочие органы АЗ-КО в реакторах РБТ [4] не перемещаются вертикально, как для большинства ядерных реакторов, а вводятся с двух боковых

граней в зазоры между ТВС при повороте поглощающих пластин. Соответственно, градуировочная характеристика АЗ-КО (рис.3) отличается по форме от кривой характерного вида для органов СУЗ, перемещаемых вертикально. Максимальную дифференциальную эффективность РО АЗ-КО имеет на заключительном участке хода при вводе органа в активную зону.

Для твэлов наиболее мощных исследовательских реакторов удельная мощность (линейная или объемная) во много раз превосходит аналогичные характеристики для других типов ядерных реакторов. Например, для реактора СМ средняя удель-

ная мощность составляет 2 МВт/л, а коэффициент неравномерности распределения энерговыделения достигает 6. Профиль энерговыделения в исследовательском реакторе меняется из-за применяемых режимов частичной перегрузки топлива, загрузки экспериментальных каналов, перемещения органов СУЗ в ходе кампании. Одним из ключевых параметров обеспечения безопасности ИР является коэффициент запаса до кризиса теплообмена или до допустимых температур топливного сердечника или оболочки твэла в нормальных и аварийных режимах эксплуатации.

Таблица 2

Эффективность органов СУЗ реактора МИР

| Рабочий орган | Количество групп, шт. | Количество органов в группе, шт. | Эффективность группы, $\beta_{эфф}$ |
|---------------|-----------------------|----------------------------------|-------------------------------------|
| АЗ | 6 | 1 | 0,065 ÷ 3,2 |
| АР | 2 | 1 | 0,1 ÷ 0,7 |
| КС | 21 | 1 | 0,065 ÷ 3,2 |
| КД | 12 | 1 | 0,08 ÷ 0,7 |

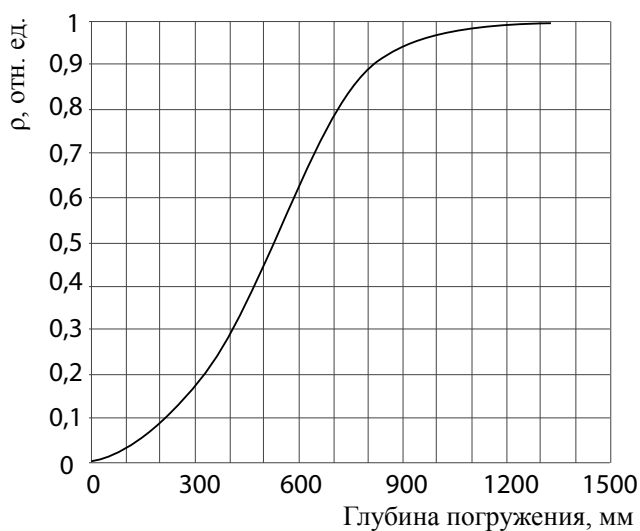


Рис. 2. Градуировочная характеристика РО КД реактора МИР

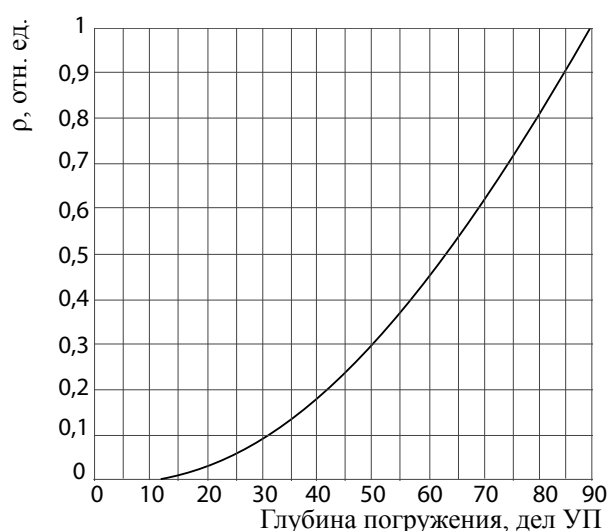


Рис. 3. Типичная градуировочная характеристика РО АЗ-КО реакторов РБТ

С учетом малой продолжительности кампании ИР и частого изменения картограммы загрузки активной зоны требуются оперативные и надежные методы контроля распределения энерговыделения в активной зоне, особенно для установок, не имеющих поканального контроля мощности. Например, для сопровождения эксплуатации реакторов СМ, РБТ-6 и РБТ-10 разработаны инженерные методики расчета распределения энерговыделения и выгорания топлива [12]. Расчетно-экспериментальным путем детально исследовано изменение распределения энерговыделения в зависимости от положения органов СУЗ, распределения топлива, накопления продуктов деления, наличия и расположения экспериментальных устройств в реакторах. Расчеты выполняли с использованием аттестованного прецизионного трехмерного программного комплекса МСУ, эксперименты проводили на критической сборке реактора СМ. Полученные результаты позволили установить аппроксимационные зависимости распределения энерговыделения в активной зоне от названных факторов.

Например, зависимость энерговыделения от положения компенсирующих органов в реакторе СМ описывается выражением:

$$f_{ij}(p_1, p_2) = \{1 + a_{ij}[\cos(\alpha_{ij}(p_1 - b_{ij})) - \cos(\alpha_{ij}b_{ij})]\} \cdot \{1 + c_{ij}p_2 + d_{ij}p_2^2\}, \quad (1)$$

где ij – номер ячейки (в квадратной решетке) активной зоны; $4 \leq i \leq 9$; $1 \leq j \leq 6$; $ij \neq 63, 64, 73, 74$;

p_1 – положение КО, $0 \leq p_1 \leq 450$ мм; p_2 – положение ЦКО, $0 \leq p_2 \leq 350$ мм;

$a_{ij}, b_{ij}, \alpha_{ij}, c_{ij}, d_{ij}$ – константы для ij -той ячейки, подобранные методом наименьших квадратов.

В представляющем практический интерес диапазоне изменения положения компенсирующих органов погрешность аппроксимации для ТВС в активной зоне не превышает $\pm 2\%$, а для ТВС в подвесках КО – $\pm 3\%$.

Зависимость энерговыделения в ТВС от неравномерности распределения топлива в активной зоне при извлеченных компенсирующих органах определяют по аппроксимационной формуле вида:

$$q_{ij} = q_{ij}^0 \frac{\beta_{ij} m_{ij}}{1 + 0,6\beta_{ij} m_{ij}} \frac{M_{ij}^{(1)}}{1 + 1,54M_{ij}^{(1)}} \frac{M_{ij}^{(2)}}{1 - 0,42M_{ij}^{(2)}} \cdot (1 + 0,55(M_{кв} - M'_{кв})), \quad (2)$$

где q_{ij}^0 – энерговыделение в ТВС при равномерном распределении топлива по ячейкам активной зоны (рис.1), отн.ед.;

β_{ij} – коэффициент, учитывающий тип ТВС, отн.ед. (типа 184.03, 184.05, 184.08, 184.09, 184.10);

m_{ij} – масса ^{235}U в ТВС, кг;

$$M_{ij}^{(1)} = \left(\sum_{\substack{k=i-1 \\ 4 \leq k \leq 9}}^{i+1} \sum_{\substack{l=j-1 \\ 1 \leq l \leq 6}}^{j+1} \beta_{kl} m_{kl} \right) / n_{ij}^{(1)}; \quad (3)$$

$n_{ij}^{(1)}$ – количество ячеек, по которым ведется суммирование в (3);

$$M_{ij}^{(2)} = \left(\sum_{\substack{k=i-2 \\ 4 \leq k \leq 9}}^{i+2} \sum_{\substack{l=j-2 \\ 1 \leq l \leq 6}}^{j+2} \beta_{kl} m_{kl} \right) / n_{ij}^{(2)}, \quad (4)$$

$n_{ij}^{(2)}$ – количество ячеек, по которым ведется суммирование в (4);

$M_{кв}, M'_{кв}$ – средние массы ^{235}U в ТВС квадранта, включающего ij -ую ячейку, и в ТВС диагонального квадранта, кг.

При анализе безопасности любого ядерного реактора необходимо учитывать обратные связи по реактивности. Для ИР обратные связи имеют наиболее сложный и непостоянный характер из-за наличия экспериментальных устройств, которые меняются в процессе эксплуатации реакторов и разнообразных режимов испытаний. Часто в материаловедческих исследовательских реакторах используют автономные контура охлаждения – петлевые установки для создания требуемых теплогидравлических условий охлаждения для испытываемых материалов. Обратные связи по реактивности при изменении плотности теплоносителя, как правило, отличаются от обратных связей по основному контуру охлаждения ИР. Бывает, что они имеют положительный знак, как, например, для петлевого реактора МИР [6,7]. Это накладывает особые требования к анализу безопасности реактора при планировании испытаний в петлевых установках. Сложный характер обратных связей по реактивности имеют также и исследовательские реакторы с легководной нейтронной ловушкой. Вода в ловушке сочетает в себе свойства как замедлителя, так и поглотителя нейтронов. При снижении концентрации ядер водорода в центральной замедляющей полости эффективный

коэффициент размножения нейтронов увеличивается, вводится положительная реактивность вплоть до того момента, когда утечка нейтронов из нейтронной ловушки за пределы реактора не превысит количество нейтронов, возвращающихся в активную зону (рис. 4). Этот эффект имеет принципиальное значение при обеспечении и обосновании безопасности реактора с петлевым каналом в нейтронной ловушке.

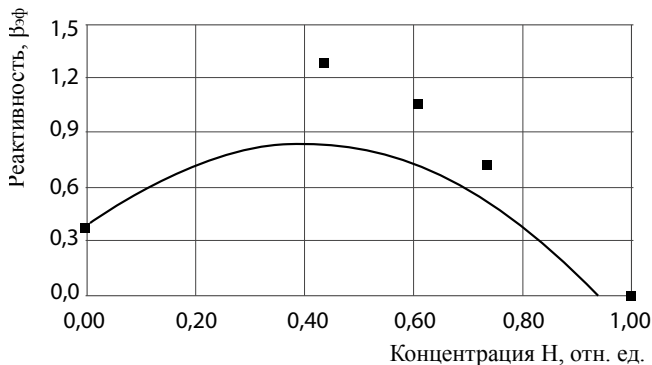


Рис. 4. Зависимость реактивности от концентрации водорода в центральном канале реактора СМ-2:
 — расчетная зависимость для пароводяной смеси;
 ■ экспериментальные данные, полученные для жидкостей с различной концентрацией ядер водорода (вода, ацетон (С₂Н₅СОСН₃), бензол (С₆Н₆), фурфурол (С₄Н₃ОСНО)) и воздуха

4. Влияние экспериментальных устройств и режимов работы ИЯУ на безопасность

Экспериментальные устройства оказывают значительное влияние на физические характеристики и безопасность ИР. При планировании и подготовке испытаний необходимо выполнить уточняющий анализ безопасности и реализовать необходимые технические и организационные действия для обеспечения безопасности реактора. Объем и характер

подготовительных работ зависит от класса ЭУ [13].

1 Класс – ЭУ, приводящие к изменению проектных характеристик ИР (например нейтронная ловушка высокопоточного ИР).

2 Класс – ЭУ, требующие выполнения специальных организационно-технических мероприятий для сохранения эффективности органов СУЗ и распределения энерговыделения в активной зоне в проектных пределах (например устройства, устанавливаемые в активную зону вместо ТВС, экспериментальные ТВС петлевого реактора при испытаниях в динамических режимах).

3 Класс – ЭУ, оказывающие влияние на реактивность, эффективность органов СУЗ и распределение энерговыделения в пределах проектных значений (например экспериментальные ТВС петлевого реактора при ресурсных испытаниях, устройства в вертикальных каналах активной зоны бассейновых реакторов, устройства, загружаемые в ближние к активной зоне каналы отражателя ИР и т.д.).

4 Класс – ЭУ, не оказывающие влияния на реактивность, эффективность органов СУЗ и неравномерность распределения энерговыделения (например устройства в дальних по отношению к активной зоне каналах отражателя).

Следует подчеркнуть, что данная классификация ЭУ относится к этапу подготовки испытаний. Причем, отнесение ЭУ к первым двум классам может потребовать по результатам анализа безопасности технической доработки реактора до начала экспериментов и/или изменения режимов работы реактора (снижения мощности, применения специального алгоритма перегрузки ТВС, другой последовательности перемещения органов СУЗ и т.д.).

Основные процедуры, составляющие основу организационно-методической схемы обеспечения и обоснования безопасности, представлены в таблице 3.

Таблица 3

Требуемые процедуры при подготовке эксперимента с ЭУ различного класса

| Процедура | 1 класс | 2 класс | 3 класс |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------|---------|---------|
| Определение коэффициентов неравномерности энерговыделения в активной зоне и пределов изменения эффективности органов СУЗ | + | + | - |
| Определение температурного и мощностного коэффициентов реактивности | + | ± | - |
| Расчет параметров гидравлического профилирования расхода теплоносителя по характерным ячейкам активной зоны | ± | ± | - |
| Выбор алгоритма перегрузок ТВС, обеспечивающего допустимые эффективность органов СУЗ и профиль энерговыделения | + | + | - |

| Процедура | 1 класс | 2 класс | 3 класс |
|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------|---------|---------|
| Определение эффектов реактивности при перегрузке ЭУ и в процессе испытаний с учетом постулируемых аварийных ситуаций | + | + | + |
| Определение допустимых режимов работы реактора (мощность, скорость ее изменения, алгоритм перемещения органов СУЗ и т.д.) | + | + | + |
| Уточняющий анализ постулируемых аварийных ситуаций с внесением результатов в документацию, обосновывающую безопасность | + | + | + |
| Изменения эксплуатационной документации и обучение персонала | + | ± | - |
| Подготовка требуемых документов, получение разрешения на эксплуатацию и оформление паспорта ИР с данным ЭУ | + | ± | - |

Примечание: ± – необходимость выполнения процедур определяется по результатам расчетных оценок.

5. Проблемы расчетного моделирования и анализа безопасности ИЯУ

В соответствии с требованиями Общих положений обеспечения безопасности ИЯУ [8] одним из принципов обеспечения безопасности является использование верифицированных и аттестованных программ и методик расчета активной зоны, систем и оборудования ИЯУ, проведение экспериментальных обоснований основных проектных решений.

К проблемам применения адекватных расчетных кодов для анализа безопасности ИР следует отнести:

- отсутствие, как правило, типовых расчетных моделей реакторов из-за уникальности ИР;
- сложность математического моделирования ИР по сравнению с другими ядерными реакторами из-за существенно неоднородной гетерогенной структуры активной зоны, наличия экспериментальных устройств, отличиях в загрузке активной зоны от кампании к кампании;
- необходимость адаптировать расчетные коды под условия ИР для энергетических реакторов (для создания подобных кодов для уникальных ИР, как правило, отсутствуют финансовые возможности);
- недостаток, как правило, достоверных исходных данных по НФХ из-за их изменения в широком диапазоне в зависимости от эксплуатационных факторов и реализуемых режимов испытаний;
- дефицит квалифицированного персонала для выполнения расчетного анализа и его независимой экспертизы;
- проблемы с финансированием для выполнения исследований в обоснование безопасности при текущей эксплуатации ИР.

Заключение

Анализ безопасности ИР сложная и нетиповая задача.

Требования НД и рекомендации документов международных организаций по анализу безопасности ИР не исчерпывающие и требуют критического и системного подхода при их применении.

При анализе безопасности ИР необходимо учитывать состояние реактора (перегрузка реактора, подготовка к выходу в критическое состояние, «холодное, неотравленное», «горячее, неотравленное», «горячее, отравленное»), для которого реализуется исходное событие.

Качественный анализ безопасности ИР способны выполнить только квалифицированные специалисты, имеющие необходимые знания и практический опыт работы на соответствующем типе ИР.

Для корректного анализа безопасности необходимо знать закономерности, диапазоны изменения эффективности и градуировочные характеристики средств воздействия на реактивность; характер и масштаб обратных связей по реактивности; закономерности изменения коэффициентов неравномерности энерговыделения при перемещении органов СУЗ, изменении распределения топлива, загрузке экспериментальных устройств.

Экспериментальные устройства и режимы проводимых испытаний оказывают значительное влияние на безопасность ИР, поэтому уточняющий анализ безопасности – обязательное условие при планировании испытаний.

Анализ безопасности ИР не исчерпывается проектным анализом и анализом, представленным в последней редакции ООБ. В идеальном случае – это задача для каждой кампании с учетом состояния реактора, набора ЭУ и планируемых режимов испытаний.

Список литературы

1. Серия норм МАГАТЭ по безопасности. Безопасность исследовательских реакторов. № NS-R-4. МАГАТЭ, Вена, 2010.
2. Родина Е.А., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б., Романова Н.В. Выбор компоновки активной зоны реактора МБИР //ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 1.
3. Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности исследовательских ядерных установок. НП-049-03. М., НТЦ ЯРБ, 2003.
4. Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности. Под научн. ред. проф. Цыканова В.А. Дмитровград, НИИАР, 1991.
5. Малков А.П., Краснов Ю.А., Калыгин В.В., Гремячкин В.А. Влияние различных эксплуатационных факторов на эффективность органов СУЗ реактора СМ. Сборник трудов. Дмитровград, ГНЦ РФ НИИАР, 1998, Вып. 4.
6. Калыгин В.В., Малков А.П. Особенности обеспечения ядерной безопасности реактора МИР при проведении экспериментов по моделированию аварийных и переходных режимов водоохлаждаемых реакторов. Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика, № 4, 2007.
7. Калыгин В.В., Киселева И.В., Малков А.П., Шулимов В.Н. Формирование нейтронно-физических условий для проведения в реакторе МИР испытаний твэлов ВВЭР в режимах аварий с потерей теплоносителя. Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика, № 2, 2008.
8. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. НП-033-11. М., НТЦ ЯРБ, 2011.
9. Кипин Дж. Физические основы кинетики ядерных реакторов: Пер. с англ. Под ред. Кузнецова. В.А. М., Атомиздат, 1965.
10. Самойлов О.Б., Чирков В.А. Основные требования по безопасности атомных энергетических установок. Учебное пособие. Горьковский политехнический институт им. А.А.Жданова., 1979.
11. Малков А.П. Обеспечение ядерной безопасности водоохлаждаемых исследовательских реакторов: Автореф. дис. на соиск. учен. степ. докт. техн. наук. М., НИЦ «КИ», 2003.
12. Краснов Ю.А., Малков А.П., Пименов В.В., Пименова О.В. Расчетно-экспериментальные исследования распределения энерговыделения в активных зонах реакторов СМ и РБТ. Сборник трудов. Дмитровград, ГНЦ РФ НИИАР, 2002. Вып. 3.
13. Малков А.П. Классификация экспериментальных устройств по влиянию на ядерную безопасность исследовательских реакторов. Ядерная и радиационная безопасность, 2010, № 3(57).

