

УГРОЗА БЕЗОПАСНОСТИ: ПРОЕКТНЫЕ РЕШЕНИЯ И ВОЗМОЖНОСТИ СЕРЬЕЗНЫХ АВАРИЙ НА ПРОТОТИПЕ ИНДИЙСКОГО РЕАКТОРА- РАЗМНОЖИТЕЛЯ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Ашвин Кумар и М.В. Рамана

В этой статье исследуются возможности по обеспечению безопасности на прототипе реактора-размножителя на быстрых нейтронах мощностью 500 МВт (эл.), который строится в Индии, и который будет первым из нескольких аналогичных реакторов, которые предполагается построить в течение нескольких следующих десятилетий, способные противостоять серьезным авариям. Такие аварии могут потенциально нарушить оболочку удержания и привести к распространению радиоактивности в окружающей среде. Потенциал таких аварий возникает из-за того, что активная зона реактора не находится в наиболее реактивном состоянии; более того, когда происходит потеря охладителя, реактивность возрастает, а не уменьшается, как в случае реакторов с водяным охлаждением. Анализ демонстрирует, что официальные оценки безопасности базируются на предположениях о ходе аварий, которые не обоснованы эмпирически, и включенные в текущий проект меры безопасности не адекватны для того, чтобы иметь дело с диапазоном возможных аварий.

Ашвин Кумар работает на факультете технической и общественной политики Университета Карнеги-Меллон, Питтсбург, Пенсильвания, США.

М.В. Рамана работает в центре междисциплинарных исследований окружающей среды и развития, Бангалор, Индия.

Статья получена 26 декабря 2007 года, принята к публикации 14 октября 2008 года.

Эта статья получила пользу от руководящих указаний и комментариев многих лиц, в особенности, Фрэнка фон Хиппеля, Тома Кочрена, Хэла Фейвесона, и одного анонимного рецензента. Все ошибки лежат на ответственности авторов. Алекс Глезер и Ахнде Лин предоставили принятую с большой благодарностью помощь и полезные ссылки. Авторы благодарны фонду Плаушерз за финансовую поддержку.

Адрес для корреспонденции: Ashwin Kumar, Department of Engineering and Public Policy, Carnegie Mellon University, Baker Hall 129, Pittsburgh, PA 15213, USA.

Адрес электронной почты: ashwink@cmu.edu

ВВЕДЕНИЕ

Индия планирует большое расширение программы по атомной энергии, основанное на реакторах-размножителях на быстрых нейтронах (РРБН)¹. Индийский департамент атомной энергии (ДАЭ) осуществляет эту программу в течение длительного времени и продолжает вести ее даже тогда, когда многие другие страны приостановили свои программы реакторов-размножителей на быстрых нейтронах. Индия строит свой прототип реактора-размножителя на быстрых нейтронах промышленного масштаба (ПРРБН), который станет первым из нескольких реакторов-размножителей в Индии.

Программы реакторов на быстрых нейтронах во многих странах были приостановлены по соображениям безопасности (например, реактор SNR-300 в Калкаре, Германия). Реакторы на быстрых нейтронах обладают потенциалом аварий с разрушением активной зоны, в которых взрывным образом могут высвободиться большие энергии. В этой статье рассматривается энергетика аварии с разрушением активной зоны в конструкции прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR), которая известна из открытой литературы, и возможности физических барьеров в конструкции. Это исследование показывает, что ПРРБН не сконструирован так, чтобы обеспечить защиту от серьезной аварии с разрушением активной зоны (АРАЗ), и что ДАЭ сделал благоприятные предположения, которые не обоснованы. Даже небольшие изменения в их предположениях могут иметь последствия, гораздо худшие, чем это признано ДАЭ, и которые могут преодолеть оболочку удержания ПРРБН. Кроме того, в опубликованных исследованиях ДАЭ пропущены многие неопреде-

ленности. Эти упущения служат причиной для сомнений в безопасности конструкции ПРРБН.

Статья начинается с обзора программы индийских реакторов-размножителей и характеристик ПРРБН. Затем выделяются особенности реакторов на быстрых нейтронах, влияющие на безопасность, в особенности в сценариях серьезных аварий, которые включают расплавление и потенциальное перемещение топлива. Затем обсуждается выделение энергии и способа, которым такие выделения энергии могут повлиять на структуру реактора, в особенности избыточное давление в области удержания. Она завершается оценкой элементов конструкции ПРРБН, которые ухудшают безопасность.

ИНДИЙСКАЯ ПРОГРАММА РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ И ПРОТОТИП РЕАКТОРА-РАЗМНОЖИТЕЛЯ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Трехэтапная стратегия развития ядерной энергетики ДАЭ предусматривает использование как ограниченных урановых резервов Индии, так и гораздо больших резервов тория². Первый этап включает использование уранового топлива в реакторах с тяжелой водой под давлением, с последующей переработкой облученного отработанного топлива для извлечения плутония. На втором этапе плутоний используется в ядерных активных зонах РРБН. Ядерные активные зоны РРБН могут быть окружены «бланкетами» из обедненного урана или тория для производства большего количества плутония или урана-233, соответственно. Планы для третьего этапа в основном направлены на реакторы-размножители, использующие в своих активных зонах уран-233 и торий в своих бланкетах.

Единственным РРБН, вступившим в строй в Индии, был опытный реактор-размножитель на быстрых нейтронах (ОРРБН). На ОРРБН произошел ряд аварий, которые долгое время не позволяли его эксплуатировать³. Потребовалось 15 лет, прежде чем ОРРБН смог проработать более 50 суток на полной мощности⁴. За первые 20 лет работы он эксплуатировался всего лишь около 36 000 часов, что соответствовало фактору доступности приблизительно в 20%⁵.

Еще до того, как ОРРБН вступил в строй в 1985 году, ДАЭ начал готовить планы для более крупного прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (ПРРБН) промышленного масштаба. В 1983 году ДАЭ запросил у правительства финансовую поддержку⁶. Первые расходы на ПРРБН были произведены в 1987-88 г.г.⁷. В 1990 году сообщалось, что правительство «недавно утвердило предварительный проект реактора и предоставило разрешения на строительство», и что реактор вступит в строй в 2000 году⁸. Но произошли длительные задержки и строительство реактора окончательно началось в октябре 2004 года; теперь ожидается, что реактор вступит в строй в 2010 году⁹. ПРРБН будет первым из многих реакторов-размножителей, которые предусматривает построить ДАЭ. ДАЭ прогнозирует, что к середине столетия он установит реакторы-размножители с оксидным и металлическим топливом общей мощностью в 262 500 МВт¹⁰.

Номинальная мощность ПРРБН равна 1250 МВт (тепл.) и 500 МВт (эл.). В нем используется МОХ-топливо (смесь оксидов урана и плутония) в активной зоне и оксид обедненного урана в областях бланкетов. В активной зоне имеются две зоны обогащения: внутренняя зона, состоящая из 85 топливных сборок с долей плутония 21%, и внешняя зона, состоящая из 96 сборок с долей плутония 28%. Радиальный бланкет состоит из 120 сборок, окруженных стальным отражателем нейтронов. Имеется 12 управляющих стержней и стержней аварийной защиты.

ДАЭ создал две организации для разработки и строительства реакторов-размножителей, Центр атомных исследований им. Индиры Ганди (IGCAR) и строительную компанию БХАВИНИ. Кроме того, к исследованиям по реакторам-размножителям подключен Центр по атомным исследованиям им. Баба (BARC). В этой статье общий термин «ДАЭ» используется для ссылки на все три организации¹¹.

ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Поведение реакторов на быстрых нейтронах в некоторых отношениях отличается от по-

ведения реакторов на тепловых нейтронах с водяным замедлителем, с последствиями для безопасности. Основными различиями являются их нейтронная динамика и свойства охладителя (жидкий натрий в ПРРБН). Одинаковые иницирующие события, происходящие в реакторах на тепловых и быстрых нейтронах, могут привести к сильно отличающимся последствиям.

Основное опасение с реакторами на быстрых нейтронах состоит в том, что они являются уязвимыми к сильным и взрывным выделениям энергии с последующим расплавлением активной зоны, или авариям с разрушением активной зоны (АРАЗ). АРАЗ представляют собой характерное опасение в исследованиях безопасности реакторов на быстрых нейтронах. Потенциал АРАЗ возникает из того, что активная зона не находится в своей наиболее реактивной конфигурации. Если условия аварии заставляют топливные связки расплавиться и перестроиться, то реактивность может возрасти. В реакторах на тепловых нейтронах обычно этого не происходит, потому что для поддержания реакции необходимо замедление нейтронов. Активная зона в реакторах на тепловых нейтронах обычно конструируется таким образом, чтобы топливо находилось в своей оптимальной конфигурации, и при ее перестройке реактивность уменьшается.

Развитие АРАЗ подразделяется на две фазы. Первая фаза включает перестройку активной зоны с увеличением реактивности и повышение производства энергии деления. Это сопровождается увеличением внутреннего давления из-за испарения охладителя или топлива, в конце концов приводящего к второй фазе: взрывному разрушению с быстрым расширением топлива и последующему прекращению цепной реакции.

Другой причиной, вызывающей беспокойство в отношении АРАЗ в реакторах на быстрых нейтронах, является то, что они могут иметь положительный коэффициент реактивности из-за пустот. Если в таких реакторах охладитель нагревается и становится менее плотным, образует пузырьки, или выбрасывается из активной зоны, то реактивность возрастает. Это увеличение происходит из-за небольшого замедляющего действия охладителя, который замедляет нейтроны. Величина коэффициента реактивности из-за пустот является мерой обратной связи, и она стремится возрастать с увеличением размера активной зоны¹². Значение реактивности для принятой конструкции активной зоны ПРРБН равно $4,3$ ¹³. Значение $\$1$ равно увеличению реактивности, равному β , доле запаздывающих нейтронов¹⁴. В реакторах на тепловых нейтронах, напротив, более быстрые нейтроны приводят к меньшему количеству делений, и поэтому уменьшают реактивность¹⁵.

По отдельности, положительный коэффициент реактивности из-за пустот в натрии приведет к самовозрастающему циклу, в котором увеличение реактивности приводит к дальнейшему нагреву активной зоны. В отсутствие действия управляющих стержней это приведет к очень высоким температурам топлива и возможному расплавлению, когда временное возмущение повысит температуру охладителя. Однако, имеются и другие обратные связи, которые оказывают противоположное действие.

Двумя мгновенными эффектами с отрицательной обратной связью являются аксиальное расширение топлива, которое стремится увеличить утечку нейтронов и уменьшить реактивность, и доплеровское поглощение, приводящее к увеличению вероятности захвата нейтронов при повышении температуры¹⁶. Кроме того, имеются обратные связи реактивности с расширением активной зоны, крепления ее конструкции, и системы управляющих стержней. Но они требуют времени, и их трудно охарактеризовать численно; некоторые могут оказаться положительными в зависимости от конфигурации. Пределы, в которых эти эффекты обратной связи стабилизируют переходный процесс, зависят от различных деталей проекта.

Поведение нейтроники реакторов на быстрых нейтронах на базе плутония оказывает влияние на безопасность из-за меньшей доли запаздывающих нейтронов по сравнению с реакторами на базе урана. Это приводит к тому, что даже при небольшом увеличении реактивности реактор может стать критическим по мгновенным нейтронам, когда экспоненциально растущая цепная реакция поддерживается мгновенными нейтронами, затрудняя стабилизацию реактора перемещениями управляющих стержней.

Другие сомнения в безопасности возникают из-за выбора натрия в качестве охладителя. Его выбирают в основном из-за его тепловых свойств (высокой точки кипения и большой теплопроводности, которые делают возможным низкое рабочее давление) и его совместимости с покрытием; но его недостаток состоит в том, что он бурно реагирует с воздухом и водой¹⁷. Эти реакции являются экзотермическими; в реакторах с натриевым охладителем сле-

дует рассматривать дополнительные режимы отказов. Они включают возможность реакции между натрием и водой, возникающей из-за утечек в парогенераторе, утечки натрия из трубопроводов и возникающей реакции с воздухом, и выбросе натрия из первичного резервуара при серьезной аварии и возникающие эффекты повышения давления и коррозии в бетонном здании удержания. Поэтому, в дополнение к авариям, включающим большое выделение энергии, РРБН также предрасположены к менее серьезным авариям, в особенности, вовлекающим натрий, которые имеют последствия для безопасности и экономики¹⁸. В этой статье данный вопрос больше не обсуждается.

ВЫДЕЛЕНИЕ ЭНЕРГИИ ПРИ АВАРИИ С РАЗРУШЕНИЕМ АКТИВНОЙ ЗОНЫ (АРАЗ)

Из-за потенциальной величины выделения энергии большинство исследований по безопасности реакторов-размножителей на быстрых нейтронах было направлено на аварии с разрушением активной зоны. Первый расчет энергии, выделяемой при разрушении активной зоны, было проведено Г.А. Бете и Дж.Х. Тэйтом¹⁹. С тех пор исследования АРАЗ проводились практически для всех РРБН, построенных или предлагавшихся в Соединенных Штатах и Западной Европе. Из-за роли доплеровской обратной связи (не учитывавшейся Бете и Тэйтом)²⁰, улучшенной трактовки эффектов паров топлива, и применения механистического режима распространения аварии, оценки выделенной энергии в большинстве последующих исследований были ниже, чем в раннем анализе Бете и Тэйта (см. таблицу 1). Несмотря на эту тенденцию, отношение выделения энергии к тепловой мощности для любого реактора не опускалось меньше 0,2.

Абсолютные значения, приведенные в таблице 1, не являются особенно существенными. Аргументируется, что «из-за чувствительного отношения между расчетами выделения энергии в аварии с разрушением активной зоны (CDA) и соображениями лицензирования трудно получить точные цифры»²¹. В других анализах были получены другие оценки выделения энергии в аварии с разрушением активной зоны (CDA). Например, в случае реактора-размножителя Клинч-Ривер (CRBR) оценки выделения энергии в аварии с разрушением активной зоны (CDA) лежали в пределах от 360 до 1200 МДж (с соответствующими отношениями рабочей энергии к мощности от 0,36 до 1,23)²².

Очевидно, что оцениваемое отношение рабочей энергии к номинальной мощности для ПРРБН намного ниже, чем для других реакторов на быстрых нейтронах. Не имеется никаких новых причин для того, чтобы ожидать меньшего отношения для ПРРБН, чем для, скажем, реактора SNR-300. Напротив, у ПРРБН коэффициент реактивности из-за пустот выше.

Если для отношения энергии АРАЗ к мощности использовать величину 0,2, самую меньшую среди всех других оценок, то АРАЗ на ПРРБН приведет к выделению энергии в 240 МДж. Использование значения 1, более представительного для более осторожных оценок, приведет к выделению энергии при АРАЗ на ПРРБН в 1200 МДж. В следующих разделах намечается метод, с помощью которого можно оценить выделение энергии при АРАЗ.

Таблица 1. Расчеты максимальной рабочей энергии АРАЗ для систем РРБН*.

	Год критичности	Мощность (МВт (эл.))	Приблизительная максимальная рабочая энергия АРАЗ (МДж)	Отношение энергия АРАЗ / мощность
Fermi	1963	200	2000	10
EBR-I	1964	65	600	9,2
SEFOR	1969	20	100	5
PFR	1974	600	600-1000	1-1,7
FFTF	1980	400	150-350	0,4-0,9
SNR-300	1983**	760	150-370	0,2-0,5
PFBR	2010	1200	100	0,088

* Расчеты частично основаны на данных из книги Alan E. Woltar and Albert B. Reynolds, *Fast Breeder Reactors*.

Скорость введения реактивности

Выделение энергии при коллапсе активной зоны зависит от скорости введения реактивности. Это скорость, с которой перегруппировка топлива увеличивает («вводит») реактивность активной зоны. После того, как определена скорость введения реактивности, можно использовать стандартные компьютерные программы, которые рассчитывают полное выделение механической энергии, хотя даже у них имеются характерные неопределенности, в особенности в моделировании преобразования тепловой энергии в механическую энергию.

Во время коллапса активной зоны на увеличение реактивности могут повлиять несколько факторов. Они включают перегруппировку топлива в более компактную геометрию, например, такую, когда топливо из верхней половины падает вниз, заполняя любое пространство, освободившееся внизу от охладителя; изменения в нейтронной ценности топлива из-за изменения относительного расположения, в особенности, когда расплавленное топливо затекает в центральные области после разрушения топливных стержней; и изменение реактивной ценности управляющих стержней из-за коллапса топлива. Если реактор имеет положительный коэффициент реактивности из-за появления пустот, то тогда выброс охладителя из центральных областей активной зоны нередко ускоряется из-за взаимодействия расплавленного топлива с охладителем, что также вносит вклад в увеличение реактивности.

Эти факторы обычно появляются в комбинации, и полный расчет динамики процесса включает анализ связанной нейтроники, теплопередачи и гидравлики в нейтронно-активных областях активной зоны. На практике в анализе аварии с разрушением активной зоны нередко используются различные компьютерные программы для различных стадий.

Вообще говорят, что из-за сложности описания активной зоны реактора в течение аварии и после того, как значительная часть активной зоны расплавится, подробное моделирование серьезных аварий с использованием «механистических моделей» исключительно трудно и обременено неопределенностями²³. Поэтому «обычно принимается другой подход и постулируется механистическая последовательность событий, приводящая к начальному состоянию, сопровождающаяся пессимистическим предположением о другом событии, приводящем к большому быстрому изменению скорости (т.е., скорости введения реактивности)»²⁴.

Определение начальной скорости введения реактивности было центральной особенностью исследований аварий на других реакторах. Стандартным значением было 100 долларов в секунду (\$/с), что иллюстрирует образец упражнения в программе VENUS II, стандартной программе для расчета выделения энергии в АРАЗ²⁵. Для реактора-размножителя Клинч-Ривер (CRBR) оценки лежали в диапазоне от 100 \$/с²⁶, to 200 \$/с²⁷. Последнее значение соответствует уплотнению топлива в реакторе с заполнением всего пространства пустот²⁸.

Предлагаемое простое правило состоит в том, что скорость коллапса в см/с эквивалентна соответствующей скорости введения реактивности в \$/с. Как показано в Приложении 1, упрощенный расчет коллапса ПРПБН дает значение длительности в 280 микросекунд. Даже предположив, что коллапс закончится ранее, скажем, через 100 микросекунд, окончательная скорость коллапса топлива будет приблизительно равна 1 м/с, что приводит к скорости введения реактивности примерно в 100 \$/с.

Поэтому имеются достаточные причины и прецеденты для того, чтобы использовать скорость введения реактивности в 100 \$/с в качестве опорного значения для расчетов разрушения, с предупреждением, что оно не является верхним пределом. Как показывает иллюстративный расчет для ПРПБН (Приложение 1), который принимает во внимание пониженную утечку, возникающую от коллапса топлива, и уменьшенное значение реактивной ценности управляющих стержней, получающееся значение скорости введения реактивности может превышать 100 \$/с.

Напротив, в исследовании ДАЭ АРАЗ на ПРПБН использовалась самостоятельно разработанная программа PREDIS²⁹. Базируясь на программе PREDIS, ДАЭ заявил, что скорость введения реактивности не может превышать 50 \$/с. Конструкция удержания ПРПБН должна противостоять выделению энергии в 100 МДж, что соответствует скорости введения реактивности в 65 \$/с. Но эти относительно низкие скорости введения реактивности и рассчитанные выделения энергии являются результатом предположения, что разрушается только ограниченная часть активной зоны. Согласно ДАЭ, в конце фазы перед разрушением доля расплавленного топлива равна только 53%³⁰. В увеличение реактивности может вносить

вклад только половина активной зоны. Коллапс всей активной зоны реактора может привести к гораздо большим скоростям введения реактивности и выделениям энергии. Предположение об ограниченном участии активной зоны не является репрезентативным для серьезной аварии.

Результаты программы PREDIS и последующие предположения о степени участия активной зоны и скоростях введения реактивности вызывают сомнения, поскольку имеются серьезные упущения в сценарии ДАЭ для стадии перед разрушением (подробно обсуждаемые в Приложении 2 и Приложении 3). В целом, эти упущения относятся к пренебрежению режимами разрушения топлива, отличающимися от его расплавления, пренебрежению ограничениями безопасности, такими, как ограниченные температуры охладителя, в анализе аварии, и игнорированию неопределенностей в физических свойствах и коэффициентах обратной связи реактивности, в особенности из-за аксиального расширения из-за выгорания. Эти упущения трудно понять, поскольку собственные исследования ДАЭ выявили важность некоторых из этих факторов. Например, его исследования защищенных переходных процессов предполагают возможность разрушения облицовки, но ДАЭ игнорировал потенциально опасную обратную связь из-за перемещения облицовки или продуктов деления, индуцирующего взаимодействия топлива с охладителем (FCI)..

Эти упущения делают сомнительными подробные результаты расчетов распространения аварии на стадии перед разрушением и позволяют предположить, что скорость введения реактивности, используемая в расчетах разрушения ДАЭ, не является репрезентативной для серьезной аварии.

Выделение энергии

После того, как определена скорость введения реактивности, можно будет использовать стандартные программы, такие, как VENUS II, для расчета динамики разрушения и выделения энергии в зависимости от скорости введения реактивности. Разработанная в Аргоннской национальной лаборатории программа VENUS II представляет собой двумерный код, который моделирует связанные нейтронные и гидродинамические процессы в расплавленном топливе для расчета пространственно зависимых временных историй температуры топлива, давлений в веществе активной зоны, и движений в активной зоне во время разрушения³¹. Программа VENUS II рассматривает только фазу разрушения и не рассчитывает «какая доля ядерной энергии, выделенной во время отклонения от равновесия, будет окончательно преобразована в работу, произведенную над областью удержания»³².

ДАЭ также использовал программу VENUS II, и ее анализ на ПРПБН показан на рисунке 1³³. Выделение механической энергии на рисунке 1 «рассчитано в предположении изэнтропического расширения топлива»³⁴. При использовании значений ДАЭ для выделения тепловой и механической энергии эффективность преобразования приблизительно равна 1%³⁵. В следующем разделе объясняется, почему при моделировании серьезной аварии эта оценка может оказаться низкой.

Используя скорость введения реактивности в 100 \$/с, ДАЭ оценил, что максимальное выделение рабочей энергии при АРАЗ в ПРПБН равно всего лишь 100 МДж. Это является следствием двух предположений: предположения низкой скорости введения реактивности и низкой эффективности преобразования тепловой энергии в рабочую, равной 1%. Для скорости введения реактивности в 100 \$/с, которая должна рассматриваться как минимальное опорное значение для анализа безопасности, выделение энергии при АРАЗ должно равняться 650 МДж, если предположить ту же самую эффективность преобразования тепловой энергии в рабочую, что у ДАЭ.

Эффективность преобразования энергии

Как только пары топлива, образующиеся при разрушении активной зоны, расширяются, они передают энергию своему окружению. При любой заданной температуре, давление паров натрия выше, чем у паров топлива, и он будет передавать энергию более эффективно. Хотя только из термодинамических соображений при коротких временных масштабах расширения возможны высокие рабочие энергии, достигающие 30% от тепловой энергии³⁶, теплотрансфер невелика, и поэтому следует рассматривать смешивание топлива и охладителя

и гидродинамику.

В аварийных ситуациях, включающих сотни килограммов топлива, имеется весьма ограниченное понимание теплопередачи. Все экспериментальные данные относятся к сравнительно малым системам. В нижней границе диапазона испытания, одновременно проведенные на нескольких топливных стержнях (с испарившимся менее одного килограмма топлива), на испытательном переходном реакторе в Национальной инженерной лаборатории Айдахо, показали выделение механической энергии в доли процента³⁷. Однако, для верхней границы диапазона, испытания на британской установке «Уинфрит» с 25 кг расплавленного топлива показали выделения энергии приблизительно до 4%³⁸. В расчетах по безопасности реактора во Франции для реактора PHENIX и в Соединенных Штатах для испытательной установки потока быстрых нейтронов (FFTF) использовались эффективности в 5 – 10%³⁹.

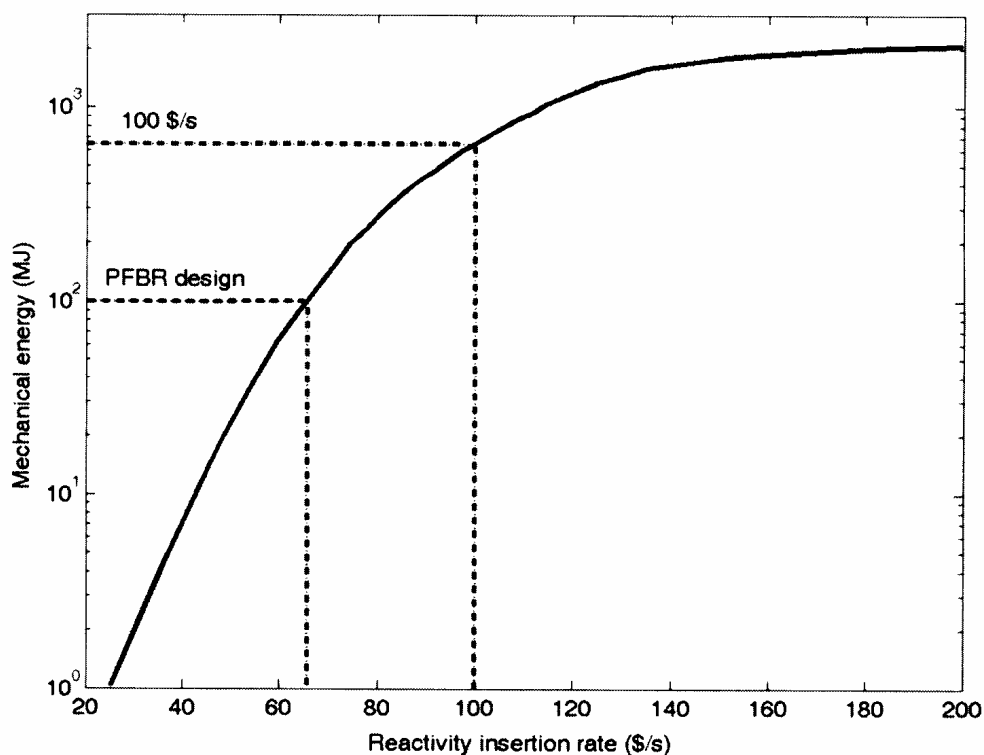


Рис. 1: Расчеты ДАЭ выделения механической энергии для различных скоростей добавления реактивности. По вертикальной оси отложена механическая энергия в МДж, на горизонтальной оси показана скорость введения реактивности в \$/с. Верхняя точка соответствует скорости введения реактивности в 100 \$/с, а нижняя – расчетной величине для проекта ПРРБН.

Предположение преобразования тепла в механическую энергию всего лишь в 1% поэтому представляется неадекватным для оценки безопасности. Из более высоких факторов преобразования последуют большие выделения механической энергии и, следовательно, большие избыточные давления и большие повреждения.

ПОТЕНЦИАЛЬНЫЕ ПОВРЕЖДЕНИЯ РЕАКТОРА ИЗ-ЗА АВАРИИ С РАЗРУШЕНИЕМ АКТИВНОЙ ЗОНЫ (АРАЗ)

Большое количество энергии, высвобождаемое во время АРАЗ приведет к значительному повреждению реактора. Для того, чтобы уменьшить вероятность аварий, приводящих к большому выбросу радиоактивности в окружающую среду, конструкции реакторов обычно опираются на подход «глубокой обороны», в котором должны быть нарушены многочисленные барьеры. В случае большинства реакторов, включая реакторы на быстрых нейтронах, эти барьеры включают оболочку топлива, первичный резервуар, и здание внешнего удержания. Из-за высокой температуры и большого количества расплавленного топлива АРАЗ при-

водит к значительному разрушению оболочки топлива. Имеются и другие причины для разрушения оболочки, описанные в Приложении 2. Поэтому первый барьер в АРАЗ не существен.

Во время фазы взрывного разрушения АРАЗ первичный резервуар или оболочка удержания могут быть нарушены двумя способами: повреждением от ударной волны высокого давления, вызванной быстрым расширением паров топлива или охладителя, или в результате удара «снаряда», такого, как «кусок» охладителя, ускоренного расширяющимся паром. Резервуар реактора сконструирован таким образом, что напряжение в головке резервуара удерживает болты вниз; радиальное напряжение в резервуаре также поглощает значительную часть рабочей энергии⁴⁰. Тем не менее, если возникающая сила достаточно велика, она сможет сорвать верхнюю крышку резервуара под давлением, или разорвать резервуар; согласно ДАЭ⁴¹, в ПРРБН это маловероятно при энергии до 1200 МДж⁴². Даже если не произойдет ни одно из этих событий, в резервуаре могут произойти утечки и в область удержания может быть выброшен натрий.

Натрий может быть выброшен двумя способами. Во-первых, освобождается вертикальный проход, позволяя беспрепятственный выброс натрия в область удержания; это может произойти, когда компонент полностью оторвется от резервуара. Вероятным слабым звеном является промежуточный теплообменник (ИХ), поскольку его структурная целостность может быть обеспечена только до 200 МДж⁴³. Во-вторых, выброс может произойти в радиальном направлении, если болты будут растянуты и прокладки, если таковые имеются, в основании болта были прорваны, и тогда натрий будет выходить через щель между болтом и резервуаром. Согласно ДАЭ⁴⁴, АРАЗ с выделением энергии 100 МДж приведет к пластическому удлинению болтов компонентов, таких, как вращательные заглушки, управляющая заглушка, промежуточный теплообменник (ИХ), первичный натриевый насос, и теплообменник распада, на 0,5 – 1,0 мм⁴⁵.

Прямой вертикальный проход для потока натрия вызовет струю с высокой скоростью, которая быстро сгорит в воздухе в области удержания. Напротив, радиальная утечка через щели, вероятно, приведет к образованию натриевой лужи, которая будет гореть менее бурно (т.е., за минуты)⁴⁶. В обоих случаях натрий, сгорающий в атмосфере области удержания, приведет к повышению температуры и давления. Если эти давления будут достаточно велики, то тогда само внешнее здание удержания может быть разрушено. Наоборот, если здание удержания должно обеспечивать безопасность, оно должно быть сконструировано так, чтобы противостоять давлению, образующемуся при сгорании выброшенного натрия в АРАЗ.

Конструкция ПРРБН включает прямоугольное одиночное не вентилируемое здание удержания, построенное из железобетона⁴⁷, спроектированное для противостояния избыточному давлению в 25 кПа⁴⁸.

Избыточное давление в области удержания от горения натрия

Как обсуждалось ранее, АРАЗ может привести к выбросу натрия в здание удержания. Воздействие выброса натрия на здание удержания рассчитывается в два этапа. Во-первых, влияние энергии, выделенной⁴⁹ (W) в АРАЗ, на количество протекшего в область удержания натрия (Q) определяется расчетом по масштабным соотношениям между важными физическими величинами, с последующим анализом термодинамических эффектов сгорания натрия.

Высокие давления, образующиеся во время расширения пара, создают проходы, аналогичные тем, которые были описаны ранее для утечки натрия в здание удержания. Количество вытекшего натрия, Q , является произведением площади прохода A , скорости выброса V , и продолжительности T волны давления, образовавшейся во время АРАЗ. Следовательно,

$$Q = V \cdot A \cdot T \quad (1)$$

Скорость V связана с давлением P в резервуаре реактора уравнением Бернулли. Следовательно, V изменяется с давлением как $P^{1/2}$ ⁵⁰. Предполагается, что площадь проходов утечки A изменяется с давлением как P^{γ} . В разбрызгивающемся пожаре, где некоторые прямые пути открыты и натрий выбрасывается в вертикальном направлении, A будет в первом

приближении независима от давления. Следовательно, значение γ будет равно нулю. При горении натриевой лужи, где утечка пропорциональна напряжению болта, $\gamma = 1$.

Предполагается, что избыточное давление P на верхней стенке реактора зависит от энергии АРАЗ W как W^α . Результирующий импульс, определяемый как $I = P \times T$, предполагается зависящим от энергии как W^β . Экспериментальные результаты для взрывов, сдерживаемых водой, описываются значениями $\alpha = 0,50$ и $\beta = 0,66^{51}$. Комбинируя эти соотношения, можно получить, что объем вытекающего натрия Q зависит от энергии W как W^n , где $n = \alpha(\gamma - 0,5) + \beta$. Для пожаров струи и лужи это приводит к значениям n , соответственно равным 0,41 и 0,91⁵².

Избыточное давление, образуемое разбрызгивающимися пожарами. В разбрызгивающемся пожаре нагревание области удержания возникает быстро, в течение нескольких секунд, и потеря тепла не сможет скомпенсировать увеличение давления. В рассматриваемом здесь диапазоне масс выбрасываемого натрия концентрация кислорода не является ограничивающим фактором⁵³. Поэтому предполагается, что избыточное давление в области удержания увеличивается пропорционально количеству разбрызгиваемого натрия. Последнее пропорционально n -ой степени от W , энергии, выделяемой при аварии, с $n = 0,41$, как было рассчитано ранее. Следовательно, отношение избыточных давлений, образующихся при двух различных энергиях в случае разбрызгивающегося пожара, масштабируется как отношение энергий в n -ой степени.

ДАЭ оценивает, что максимальное правдоподобное выделение энергии в АРАЗ равно 100 МДж. Затем рассчитано, что такая АРАЗ, приводящая к утечке натрия в область удержания, который сгорает в разбрызгивающемся пожаре, приведет к избыточному давлению в области удержания в 20 кПа⁵⁴. Эта величина используется как базовая для расчета избыточного давления, возникающего в разбрызгивающемся пожаре, в зависимости от энергии, выделяемой в АРАЗ, описанным ранее способом.

Избыточное давление, образуемое пожарами в луже. При пожаре в луже натрий сгорает в слое пламени над лужей расплавленного натрия. На каждый килограмм натрия, который сгорает с образованием монооксида, выделяется 9,5 МДж тепла⁵⁵. Доля этого тепла, которая идет на нагрев объема удержания, зависит от температуры лужи и пламени. В этом анализе использовались значения температуры лужи T_p в 900 К и температуры пламени T_f в 1230 К⁵⁶. Горение натрия моделировалось предполагаемой скоростью сгорания (в кг/с), заданной как $m = kA_p$, где A_p – площадь поверхности лужи и k зависит от температуры лужи. Эмпирические оценки коэффициента k лежат в пределах от 0,005 до 0,015 кг/(м²сек), в зависимости от температуры лужи⁵⁷. В расчетах использовалось среднее значение 0,01 кг/(м²сек), соответствующее температуре лужи в 900 К⁵⁸. В исследованиях пожара лужи в ДАЭ 350 кг натрия расходовалось примерно за 15 минут, что создавало избыточное давление 9 кПа в области удержания⁵⁹. Отсюда можно рассчитать, что площадь лужи с 350 кг натрия составляла примерно 40 м². На этом основании можно рассчитать скорость производства тепла от пожара в луже.

Влияние на атмосферу в области удержания. Предполагается, что тепло, переданное атмосфере области удержания от пламени, мгновенно увеличивает температуру атмосферы области удержания на пространственно однородную величину⁶⁰. Предполагается, что стены здания удержания мгновенно приходят в температурное равновесие с воздухом области удержания. В свою очередь, стены области удержания теряют тепло в окружающую среду посредством конвекции. Для моделирования этого предполагается, что тепло теряется со всей поверхности здания удержания во внешнюю окружающую среду при температуре 303 К. Коэффициент теплопередачи h_2 для этого вычисления⁶² зависит от температуры стены, с максимальным значением, примерно равным 39,5 кДж/К*с (рисунок 2).

Использование этих значений дает нам максимальное давление в области удержания в 9 кПа, когда 350 кг натрия сгорает в пожаре в луже, согласно оценке ДАЭ. ДАЭ увеличил свою оценку умножением на 1,3 для того, чтобы учесть неопределенности в своих компьютерных моделях. В нашем анализе не используются никакие мультипликативные коэффициенты.

Для больших количеств натрия увеличение площади пожара в луже рассчитывалось в предположении, что ее толщина постоянна, если площадь лужи меньше 50 м² (максимальная доступная площадь на головке резервуара, которую может занимать натрий)⁶². Описанная ранее модель использовалась для расчета соответствующих увеличений температуры и

давления.

Для того, чтобы определить избыточное давление в здании удержания реактора (RCB) при АРАЗ, рассматривались две возможности. В первом варианте половина выброшенного натрия сгорала в разбрызгивающемся пожаре, а остальной горел в пожаре в луже. Второй вариант, более жесткий в терминах нагрузки на область удержания, состоит в том, что весь натрий сгорает в разбрызгивающемся пожаре. Рисунок 3 показывает возможные эффекты вторичного избыточного давления для диапазона выделения механической энергии. АРАЗ, в которой выделяется более 200 МДж, значение, которое сам ДАЭ считал возможным в некоторых своих исследованиях⁶³, может привести к избыточным давлениям, превышающим проектное значение. Давления, более чем вдвое превышающие проектное значение в 25 кПа, могут быть достигнуты, если выделение механической энергии превысит 900 МДж. Более того, если во время АРАЗ разрушится резервуар реактора, то в область вторичного удержания быстро попадет гораздо большее количество натрия, что приведет к еще большим избыточным давлениям⁶⁴.

В публично доступной области нет достаточной информации, относящейся к области удержания в прототипе ПРРБН, для того, чтобы рассчитать, что может произойти, если она будет подвержена этому уровню давления, в частности, сохранит ли она свою целостность. Консервативные исследования безопасности обычно предполагают, что здания удержания, напряженные существенно сильнее своих проектных пределов давления, разрушатся; примером является исследование безопасности реакторов Ядерной регулятивной комиссии США⁶⁵. Однако, предполагалось, что конечный уровень давления, при котором начнется разрушение, будет существенно больше, «предполагая, что хорошая практика контроля качества обеспечит, что конструкция будет удовлетворять требованиям»⁶⁶.

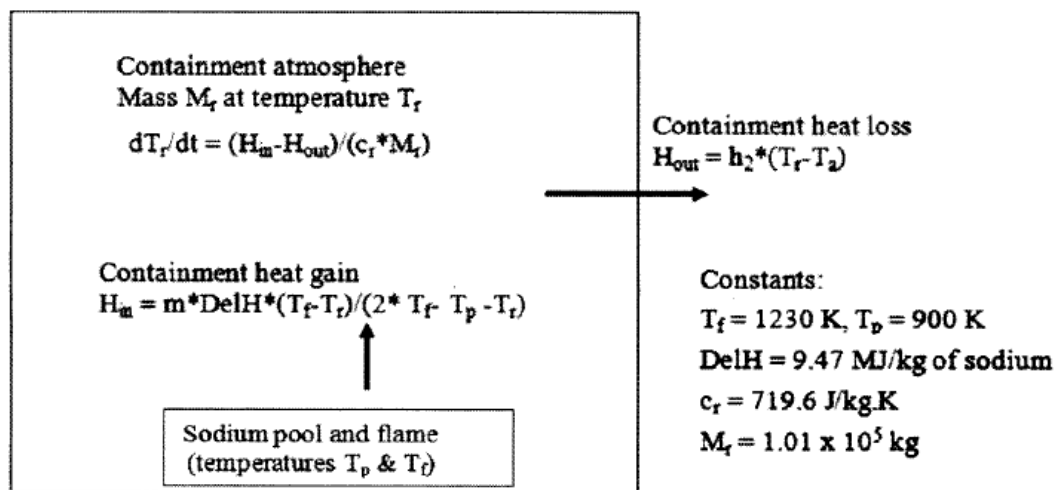


Рис. 2: Расчет избыточного давления в области удержания при пожаре в луже. Текст на рисунке в рамке (сверху вниз): 1 – атмосфера в области удержания с массой M_f при температуре T_f ; 2 – приток тепла в область удержания; 3 – натриевая лужа и пламя (температуры T_p и T_f). Текст на рисунке справа от рамки (сверху вниз): 1 – потеря тепла из области удержания; 2 – константы; 3 – 9,47 МДж/кг натрия.

Имеются вопросы по контролю качества в других реакторах, построенных ДАЭ, включая качество зданий удержания. В 1994 году внутренний купол удержания одного из блоков атомной электростанции Каига обрушился во время строительства из-за ошибок в проекте⁶⁷. Эти ошибки проекта возникли из-за «значительного изменения на площадке утвержденного проекта конструкции»⁶⁸. другой причиной было отсутствие адекватного контроля качества: согласно официальным лицам ДАЭ, «хотя качество поставляемых материалов, таких, как цемент и сталь, проверялось, этого не проводилось с бетонными блоками в целом»⁶⁹. Эти события не повышают уверенности в том, что здание удержания ПРРБН выдержит высокие давления.

Другим вопросом для исследования является то, что было ли здание удержания спроектировано с адекватными запасами прочности. Ответ на это требует сравнения его конструк-

ции со зданиями удержания других демонстрационных реакторов (смотрите таблицу 2). Максимальное проектное избыточное давление в ПРРБН мало по сравнению с большинством этих реакторов, в особенности, если рассматривать размер реактора, измеряемый его тепловой мощностью. Более того, если принимать во внимание отношение $V \cdot P/E$, меру способности области удержания противостоять авариям, конструкция ПРРБН работает хуже, чем у всех других реакторов, за исключением прототипа реактора на быстрых нейтронах⁷⁰. Различие выглядит еще более явным, если учесть более высокий положительный коэффициент реактивности из-за пустот в натрии ПРРБН по сравнению с другими реакторами.

Таблица 2. Проектные характеристики области удержания демонстрационных реакторов на быстрых нейтронах*.

	Тепловая мощность (МВт)	Коэффициент реактивности из-за пустот в натрии (\$)	Объем V (м ³)	Давление P (кПа)	V*P/E (кНм/МВт)
Phenix	563	-	31000	40	2200
PFR	650	2,6	74000	5	570
CRBRP	975	2,29	170000	170	29600
SNR-300	762	2,9	328000	24	10200
MONJU	714	-	130000	30	5460
PFBR	1250	4,3	87000	25	1740

* Расчеты частично базируются на данных из IAEA, "Fast Reactor Database: 2006 Update."

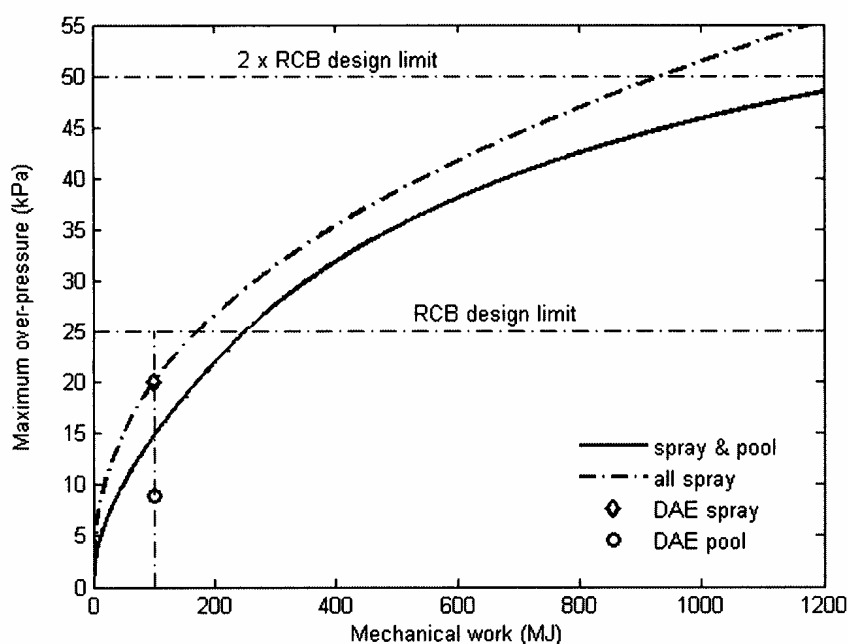


Рисунок 3. Избыточное давление в области удержания в зависимости от механической рабочей энергии, выделенной в АРАЗ. По вертикальной оси отложено максимальное избыточное давление (кПа), на горизонтальной оси показана механическая работа (МДж). Текст на рисунке (сверху вниз): 1 – удвоенное проектное давление здания удержания; 2 – проектное давление здания удержания; 3 – брызги и лужа; 4 - все в брызгах; 5 – данные DAE для брызг; 6 – данные DAE для лужи.

Области удержания для реакторов на обычной воде обычно имеют проектные давления выше 200 кПа⁷¹. Проект для реакторов мощностью 700 МВт на тяжелой воде под давлением, которые планирует построить ДАЭ, включает область удержания, спроектированную так, чтобы противостоять давлениям до 156 кПа⁷². Следовательно, можно спроектировать области удержания, которые могут противостоять высоким давлениям – и с учетом неопределенностей, это было бы более безопасным выбором.

ПРОЕКТНЫЕ РЕШЕНИЯ

Несмотря на общие опасения в отношении реакторов с большими и положительными коэффициентами реактивности, ДАЭ также выбрал проект ПРРБН с коэффициентом реактивности из-за пустот в натрии в 4.3^{73} . Этот коэффициент можно было бы уменьшить, конструируя гетерогенные или модульные активные зоны, в которых возрастает утечка нейтронов. Величина коэффициента реактивности из-за пустот в натрии может повлиять как на величину, так и на скорость распространения аварии, и уменьшив его, можно было бы понизить вероятность участия значительных частей активной зоны в аварии с разрушением активной зоны. Несмотря на недостатки, такие, как большие градиенты температуры в холодильнике, и потребность в большем количестве расщепляющегося материала, гетерогенная активная зона была выбрана для реактора CRBR⁷⁴, и она рассматривалась для российского реактора БН-1600⁷⁵.

ДАЭ защищал свой выбор активной зоны с большим коэффициентом реактивности из-за пустот в натрии, базируясь на двух аргументах. Во-первых, и наиболее иронично, он аргументирует, что мнение об отказе от положительного коэффициента реактивности из-за пустот в натрии ошибочно, поскольку «частичное и селективное образование пустот в активной зоне с общим отрицательным коэффициентом реактивности из-за пустот в натрии все еще может привести к опасным ситуациям»⁷⁶. Это удивительно, потому что аналогичная ситуация в активной зоне с общим положительным коэффициентом реактивности из-за пустот в натрии еще более опасна. Связанный аргумент (также удивительный) состоит в том, что добавление реактивности из-за пустот в натрии невелико по сравнению с реактивностью из-за перегруппировки топлива. Это упускает важность коэффициента реактивности из-за пустот в натрии на ранних стадиях АРАЗ, большой коэффициент реактивности из-за пустот делает АРАЗ более вероятной⁷⁷.

Второй аргумент состоял в том, что, несмотря на положительный коэффициент реактивности из-за пустот в натрии, ПРРБН безопасен, потому что энергия, выделяемая во время наиболее серьезной аварии, может быть удержана. Но, как было показано, область удержания ПРРБН может не сохранить своей целостности во время серьезной аварии.

Наконец, ДАЭ аргументировал, что, поскольку влияние на безопасность минимально, расходы на большие запасы расщепляющихся материалов не оправданы⁷⁸. Но, как представляется, ДАЭ не проводил сравнительного исследования выделения энергии в АРАЗ в гомогенной и гетерогенной зонах, с отрицательным или меньшим коэффициентом реактивности из-за пустот в натрии. Поэтому, независимо от ценности суждений о том, сколько можно вкладывать в безопасность, не имеется оснований заявлять, что влияние на безопасность минимально.

ВЫВОДЫ

Давно известно, что у реакторов на быстрых нейтронах есть уникальные проблемы, вызываемые перегруппировкой активной зоны. Эти соображения безопасности стали более известными после аварии в Чернобыле, где положительный коэффициент реактивности из-за пустот внес свой вклад в расплавление⁷⁹. ДАЭ, с одной стороны, хотя и указывал, что эти соображения безопасности рассматривались в проекте ПРРБН, он также аргументировал, что приоритеты в соображениях безопасности устанавливаются совершенно неправильно. Так, официальный представитель ДАЭ указывал, что сообществу специалистов по реакторам на быстрых нейтронах «следует определиться и отказаться от фобии пустот в натрии ... следует обратить внимание на купол над реактором и ловители активной зоны ... в конце концов, если можно спроектировать реактор как исходно безопасный, или если вероятность отказа функции отключения может быть доведена до 10^{-8} , то зачем нужно вкладывать средства в особенности безопасности»⁸⁰. Эта убежденность в том, что реактор исходно безопасен, происходит из надежных исследований безопасности и частично проявляется через предположения, которые в действительности не могут рассматриваться как «обоснованно наихудший случай».

В то же время существуют опасения в отношении возможности АРАЗ на реакторах-размножителях, требующие включения по крайней мере некоторых мероприятий по безо-

пасности. ДАЭ старался разрешить это противоречие между общим восприятием и своей собственной убежденностью в добавлении минимальных и неадекватных мер безопасности. Хотя проект ПРРБН и включает уловитель активной зоны и здание вторичного удержания, здание удержания имеет малое проектное давление, и уловитель активной зоны спроектирован на удержание обломков во время расплавления только 7 сборок из 181⁸¹.

ДАЭ придерживается мнения, что «капитальные расходы на РРБН будут оставаться самым важным препятствием» для быстрого развертывания реакторов-размножителей⁸². даже в текущем проекте ПРРБН электроэнергия, которую он будет производить, будет дороже, чем электроэнергия, производимая на других реакторах⁸³. Поэтому экономический императив может определять проекты, которые будут менее безопасны. Например, выбор конструкции удержания ДАЭ непосредственно связан с усилиями по сокращению стоимости, предпринятыми в 1990-х годах⁸⁴. ДАЭ также подчеркивал, что «минимизация капитальных затрат» была одной из задач проекта ПРРБН, поскольку «он будет головным в серии по крайней мере нескольких реакторов»⁸⁵.

В дополнение к проблемам с проектом, безопасность также зависит от организационной практики, и здесь история ДАЭ не так уж хороша. Уже отмечалась плохая практика контроля качества во время строительства. В прошлом на предприятиях ДАЭ проявлялись также другие проблемы, включая неоперативные системы безопасности, пренебрежение необходимой деятельностью по обслуживанию, и другим мерам предосторожности, и повторные появления инициаторов аварий, несмотря на усилия по контролю за ними. Все это дополняется отсутствием независимости регулятивного агентства, Регулятивного Совета по атомной энергии, и способностью ДАЭ игнорировать его рекомендации⁸⁶.

ПРРБН является первым реактором такого рода в Индии, и, как указывает его название «Прототип», он будет базой для будущих реакторов. ДАЭ предсказывает, что к 2052 году он построит реакторы-размножители на быстрых нейтронах общей мощностью 262,5 ГВт⁸⁷. Недостатки проекта ПРРБН создают серьезные опасения в отношении безопасности этих реакторов-размножителей.

Настоящее исследование предлагает несколько путей для того, чтобы сделать реактор безопаснее, или уменьшить потенциальное воздействие серьезных аварий. Во-первых, проектное давление в области удержания должно быть намного выше, с соответствующим увеличением размеров этой области. Оба эти значения должны быть выбраны на базе полных и всеобъемлющих исследований серьезных аварий, в которых используются предположения «обоснованного наихудшего случая»; например, введения реактивности в 100 \$/с и эффективности преобразования тепловой энергии в механическую по крайней мере в 5%. Это уменьшит шансы крупномасштабного радиоактивного выброса в случае серьезной аварии на реакторе. Более серьезным изменением является создание реакторов с гораздо меньшим или отрицательным коэффициентом реактивности из-за пустот в натрии. Несмотря на экономические последствия, этот путь будет гораздо более безопасным. Аналогично, хотя это может повлечь большие затраты на загрузку топлива, безопасность может быть увеличена, если степень выгорания топлива будет уменьшена. Учитывая потенциально катастрофические последствия серьезной аварии на ПРРБН, которые будут особенно деструктивными в плотно населенной стране, такой, как Индия, настоятельно требуется, чтобы ДАЭ прекратил строительство реакторов-размножителей без адекватных запасов надежности.

ПРИМЕЧАНИЯ И ССЫЛКИ

1. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах называются так потому, что они основаны на энергичных (быстрых) нейтронах, и потому что они производят (размножают) больше расщепляющегося материала, чем они потребляют.
2. H.J. Bhabha and N. V. Prasad, "A Study of the Contribution of Atomic Energy to a Power Programme in India" (paper presented at the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958): 89-101, R. Chidambaram and C. Ganguly, "Plutonium and Thorium in the Indian Nuclear Programme," *Current Science* 70(1) (1996): 21-35. В то время как уран может быть применен в топливе реакторов, торий не может делиться при малых энергиях и поэтому он не может непосредственно использоваться в топливе реакторов. Однако он может быть преобразован в изотоп урана-233 посредством поглощения ней-

- трона и последующего радиоактивного распада. Уран-233, в свою очередь, является расщепляющимся и может быть использован в топливе реакторов.
3. K.V. Suresh Kumar et al., "Fast Breeder Test Reactor. 15 Years of Operating Experience" (paper presented at the Technical Meeting on Operational and Decommissioning Experience with Fast Reactors, Cadarache, 11-15 March 2002): 15-27.
 4. R. Prasad, "India: FBTR Passes 53-Day Continuous Operation Test," *The Hindu*, 22 March 2001.
 5. DAE, "Atomic Energy in India: A Perspective" (Department of Atomic Energy, Government of India, 2006).
 6. Praful Bidwai, "The Fast Breeder Reactor: DAE's Strange Nuclear Priorities," *The Times of India*, 31 August 1983.
 7. DAE, "Performance Budget 1990-91" (Mumbai: Department of Atomic Energy, 1991).
 8. Mark Hibbs, "India's New Breeder Will be on Line by 2000, Iyengar Says," *Nucleonics Week* 31(42) (1990): 11.
 9. T. S. Subramanian, "A Milestone at Kalpakkam," *Frontline*, 19 November 2004.
 10. R. B. Grover and Subash Chandra, "Scenario for Growth of Electricity in India," *Energy Policy* 34(17) (2006): 2834-2847; M. R. Srinivasan, R. B. Grover, and S. A. Bhard-waj, "Nuclear Power in India: Winds of Change," *Economic and Political Weekly* XL(49) (2005): 5183-5188.
 11. Другая организация, регулятивный совет по атомной энергии (AERB), по-видимому, рассматривает некоторые из аспектов безопасности прототипа реактора PFBR, но обзоры не доступны общественности.
 12. Уменьшение плотности охладителя приводит к трем эффектам. Уменьшившийся охладитель поглощает меньше нейтронов, средняя энергия нейтронов становится больше, и происходит более сильная утечка. В реакторе на быстрых нейтронах более высокая энергия нейтронов приводит к большему количеству делений Pu-239 и поэтому первые два эффекта увеличивают реактивность. Эффект утечки важен только вблизи границы активной зоны и поэтому становится менее важным в целом, когда увеличивается объем активной зоны.
 13. IAEA, "Fast Reactor Database: 2006 Update" (Vienna: International Atomic Energy Agency, 2006).
 14. Это является естественным масштабом, потому что увеличение реактивности на эту величину позволит реактору быть критическим только на мгновенных нейтронах; соответственно станут возможными очень большие скорости увеличения мощности получающиеся временные масштабы будут слишком короткими для того, чтобы вставить управляющие стержни и стабилизировать реактор.
 15. Можно получить положительный коэффициент реактивности даже тогда, когда большая часть делений будет вызываться медленными нейтронами. Так происходит, когда охладитель играет важную роль в поглощении нейтронов, но не вносит большого вклада в уменьшение энергии нейтронов до тепловой области. Это верно в некоторой степени для реакторов с тяжелой водой под давлением, но это еще сильнее проявляется в реакторах с графитовым замедлителем проекта РБМК, что драматически проявилось в аварии 1986 года в Чернобыле.
 16. Эффект Доплера возникает от увеличенного поглощения нейтронов ядрами урана-238. Когда топливо в реакторе нагревается, средняя скорость ядер увеличивается, уширяя тем самым диапазон относительных скоростей или энергий нейтронов. основной составляющей топлива является уран-238, который резонансно поглощает нейтроны при определенных энергиях. Поскольку случайное движение ядер урана-238 ускоряется, вероятность того, что нейтрон будет иметь энергию, соответствующую одной из этих резонансных энергий, увеличивается. Это увеличивает количество нейтронов, поглощаемых ядрами урана-238, уменьшая число нейтронов, доступных для деления, и уменьшает реактивность. Когда отношение ядер урана-238 к делящимся ядрам увеличивается, коэффициент Доплера становится отрицательным и увеличивается по величине. См. T. D. Beynon, "The Nuclear Physics of Fast Reactors," *Reports on Progress in Physics* 37 (1974): 951-1034, at 1029.
 17. Использование натриевого охладителя также имеет свои преимущества. Во-первых, поскольку возможны операции при низких давлениях, разрыв трубопроводов с охладителем само по себе не приводит к закипанию охладителя. Во-вторых, высокая теплопроводность позволяет более надежно отводить тепло от распада в аварийных условиях.

18. На российском реакторе БН-600 происходили многочисленные утечки натрия и пожары. V. N. Ivanenko and V A. Zybin, "Fast Reactor Sodium Systems Operation Experience and Leak-before-Break Criterion" (paper presented at the Technical Committee Meeting on Evaluation of Radioactive Materials Release and Sodium Fires in Fast Reactors, IWGFR—92, O-arai, Ibaraki (Japan), 11-14 November 1996): 255-269; N. N. Oshkanov, M. V. Bakanov, and O. A. Potapov, "Experience in Operating the BN-600 Unit at the Belyi Yar Nuclear Power Plant," *Atomic Energy* 96(5) (2004): 315-319.
19. Hans A. Bethe and J. H. Tate, "An Estimate of the Order of Magnitude of the Explosion When the Core of a Fast Reactor Collapses" (United Kingdom Atomic Energy Agency, 1956).
20. Есть причина для игнорирования этих обратных связей. Ранние реакторы были небольшими и имели достаточно высокое обогащение. Поскольку доплеровское поглощение в основном связано с доминирующими в составе ядрами, соответствующие эффекты обратной связи реактивности невелики.
21. Там же.
22. Richard Wilson, "Physics of Liquid Metal Fast Breeder Reactor Safety," *Reviews of Modern Physics* 49(4) (1977): 893-924.
23. C. R. Bell, "Multiphase, Multicomponent Hydrodynamics in HCDA Analysis: Present Status and Future Trends," *Nuclear Engineering and Design* 68 (1981): 91- 99. Неопределенности возникают из-за значительных движений в активной зоне, крупномасштабной динамики жидкости, и переменных состояний нейтроники, и разнообразия возможных режимов потока, в особенности, когда многие компоненты активной зоны разрушились или расплавились. Кроме того, обратные связи часто не линейны, такие, как соотношение между температурой жидкости и давлением пара, или между движениями вещества и эффектами реактивности.
24. Wilson, *op. cit.*, 911, ссылка [22].
25. J. F. Jackson and R. B. Nicholson, "Venus-II: An LMFBR Disassembly Program" (Argonne, IL: Applied Physics Division, Argonne National Laboratory, 1972), 88-96.
26. KAERI, "Review of Core Disruptive Accident Analysis for Liquid-Metal Cooled Fast Reactors" (Korea Atomic Energy Research Institute, 1997).
27. T. G. Theofanous and C. R. Bell, "Assessment of CRBR Core Disruptive Accident Energetics" (Los Alamos National Laboratory, 1984).
28. V. Badham and C. K. Chan, "A Look at Alternative Core-Disruptive Accidents in LMFBRs—Part II: Neutronic and Fuel Element Behavior," *Nuclear Engineering and Design* 55 (1979): 1-7. Авторы оценивают, что когерентный коллапс активной зоны приводит к подъему реактивности примерно на 0,3, или приблизительно на 5% , и что это происходит примерно за 0,35 секунды.
29. Om Pal Singh and R. Harish, "Energetics of Core Disruptive Accident for Different Fuels for a Medium Sized Fast Reactor," *Annals of Nuclear Energy* 29 (2002): 673-683.
30. Там же, 678.
31. J. F. Jackson and R. B. Nicholson, "Venus-II: An LMFBR Disassembly Program," NEA, *Venus-2, Reactor Kinetics with Feedback, 2-D LMFBR Disassembly Excursions* (Nuclear Energy Agency, 1980 [cited 21 October 2008]), <http://www.nea.fr/abs/html/nesc0511.html>.
32. Jackson and Nicholson, "Venus-II: An LMFBR Disassembly Program," 8.
33. Это перерисовано с рисунка в Singh and Harish, *op. cit.*, [Ссылка 29]
34. Там же, 678.
35. Таблица 6 из той же работы показывает 2130 МДж тепловой энергии и 23 МДж механической энергии для подъема реактивности в $50 \text{ } \$/\text{s}$.
36. Georges Berthoud, "Vapor Explosions," *Annual Review of Fluid Mechanics* 32 (2000): 573-611.
37. IAEA, "Fast Reactor Fuel Failures and Steam Generator Leaks: Transient and Accident Analysis Approaches" (Vienna: International Atomic Energy Agency, 1996).
38. Berthoud, *op. cit.*, 594 [Ссылка 36].
39. Wilson, *op. cit.*, 915 [Ссылка 22].
40. Thomas B. Cochran, *The Liquid Metal Fast Breeder Reactor: An Environmental and Economic Critique* (Washington, D.C.: Resources for the Future, Inc., 1974), 183.
41. P. Chellapandi et al., "Analysis for Mechanical Consequences of a Core Disruptive Accident in Prototype Fast Breeder Reactor" (paper presented at the 17th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 17), Prague (Czech Republic), 17-22 August 2003): 1-8.

42. Одно сомнение в отношении этого заявления заключается в том, что анализ целостности резервуара реактора не включает возможности коррозии.
43. S. M. Lee, "Status of Fast Reactor Development in India: April 2001-March 2002" (paper presented at the Technical Working Group on Fast Reactors, Karlsruhe, Germany, 22-26 April 2002): 333-385, 343-344.
44. Chellapandi et al., *op. cit.* [Ссылка 41].
45. Предполагается, что для высоких энергий удлинение возрастает линейно.
46. E. L. Gluekler and T. C. Huang, "Response of Secondary Containment to Presence of Sodium and Hydrogen," *Nuclear Engineering and Design* 55 (1979): 283-291. Пожар в бассейне может возникнуть также в первичном резервуаре, если покрывающий газ теряется, а его место занимает воздух, как предполагалось в некоторых анализах, например, в KAERI, "Preliminary Safety Analysis for Key Design Features of Kalimer" (Korea Atomic Energy Research Institute, 2000).
47. IGCAR, *Design of Prototype Fast Breeder Reactor* (Indira Gandhi Centre for Atomic Research, 2003 [cited 10 March 2006]), www.igcar.ernet.in/broucher/design.pdf.
48. S. C. Chetal et al., "The Design of the Prototype Fast Breeder Reactor," *Nuclear Engineering and Design* 236 (2006): 852-860.
49. Энергия здесь относится к механической энергии, которая составляет малую долю (несколько процентов) от полной высвобожденной тепловой энергии.
50. Предполагается, что плотность натрия в резервуаре реактора остается постоянной, и давление в удерживающей конструкции во время утечки остается намного меньшим, чем давление в резервуаре реактора, в то время как скорость намного выше.
51. L. V. Krishnan and D. D. Garg, "Scaling Laws for Contained Explosions," *Nuclear Engineering and Design* 56 (1980): 405-412.
52. Не ясно, каковы площади утечки в анализе ДАЭ. Распространяющийся от брызг пожар требует беспрепятственных проходов в удерживающую оболочку, что более вероятно, когда резервуар реактора перенес большие разрушения. Поэтому площадь утечки для распространяющегося от брызг пожара будет больше. Данные расчеты не требуют величины этих площадей, а только их возможной зависимости от энергии при АРАЗ.
53. Объем атмосферы в области удержания равен 87000 м³; IAEA, "Fast Reactor Database: 2006 Update." При 30°C и атмосферном давлении в этом объеме присутствует около 24000 кг кислорода. Стехиометрически для сгорания 23 г натрия требуется 32 г кислорода. Следовательно, кислорода в объеме удержания достаточно для сгорания 17 тонн натрия.
54. В старом анализе для избыточного давления давались другие значения. В одной статье, представленной на конференции в 1998 году, указывалось, что «предварительный анализ указывает на подъем давления примерно на 10 кПа в результате разбрызгивающегося пожара внутри области удержания». S. B. Bhoje et al., "Impact of LMFBR Operating Experience on PFBR Design" (paper presented at the Technical Committee Meeting on Unusual Occurrences During LMFBR Operation, Vienna, 1998): 180-196. В другой статье цитируется избыточное давление в 30 кПа в результате сгорания 1,5 тонны натрия. S. B. Bhoje, "Status of Fast Reactor Development in India: April 1996-March 1997" (paper presented at the 30th Meeting of the International Working Group on Fast Reactors, Beijing, 14-17 May 1997): 79-109, 93.
55. Во время образования монооксида натрия при сгорании 4 молей (23*4 грамма) натрия выделяется 871 кДж. Это приводит к вышеупомянутому значению. Образование пероксида приводит к большему энерговыделению на единицу массы.
56. Авторы этой статьи выбрали максимальную разность температур между лужей и пламенем примерно в 330 К. См. Akira Yamaguchi and Yuji Tajima, "Numerical Investigations of Mass and Heat Transfer in Sodium Pool Combustion," *Numerical Heat Transfer, Part A* 41 (2002): 697-709. Это дает наименьшую нагрузку температуры и давления на область удержания, поскольку когда температура лужи увеличивается и становится близкой к температуре пламени, доля производимого тепла, которая передается атмосфере в области удержания, увеличивается.
57. Там же.
58. Это лежит в диапазоне скоростей сгорания, которые были обнаружены на испытательной установке FAUNA. W. Cherdron and S. Jordan, "Thermodynamic Consequences of Sodium Leaks and Fires in Reactor Containments" (paper presented at the Specialists' Meeting on Sodium Fires, Obninsk, USSR, 1988): 57-77.

59. Chellapandi et al., *op. cit.* [Ссылка 41]. Время сгорания (15 минут) оценивалось измерением графика, приведенного в статье ДАЭ, и оно является верхним пределом, принимая во внимание неопределенность измерений.
60. Неоднородность может привести к локальным горячим пятнам в области удержания и к повышению вероятности разрушения.
61. Этот коэффициент был рассчитан в предположении теплопередачи естественной конвекцией и высоты здания удержания, в 1,5 раза большей высоты и ширины.
62. Это получено вычитанием площади, занимаемой промежуточным теплообменником, вращающимися заглушками, и натриевым насосом из площади головки резервуара.
63. R Chellapandi, S. Jalaldeen, and S. B. Bhoje, "Assessment of Structural Integrity of PFBR Reactor Assembly under HCDA" (paper presented at the National Symposium on Safety of Nuclear Power Plants and Other Facilities, Bhabha Atomic Research Centre, Trombay, 11-13 March 1992): 111.30; G. Vaidyanathan et al., "Safety Considerations in the Design of PFBR" (paper presented at the Conceptual Designs of Advanced Fast Reactors: Technical Committee Meeting, Kalpakkam (India), 3-6 October 1995): 159-166.
64. Запасы натрия в первичном контуре примерно равны 1200 тоннам. Значительная часть этого может быть выброшена в атмосферу удержания во время АПАЗ, если резервуар под давлением будет разрушен. Однако, количество натрия, которое может сгореть, ограничивается кислородом в атмосфере удержания, который может поддержать горение только 17 тонн натрия. Но даже это намного больше, чем утечка натрия, рассчитываемая из масштабного отношения, которая равна 3360 кг вытекшего натрия для АПАЗ с механической энергией 1200 МДж. Если предположить, что натрий, попавший в здание удержания из разрушившегося первичного резервуара, около 15 тонн, сгорит в разбрызгивающемся пожаре, то тогда избыточное давление в области удержания может превысить 150 кПа. Такие же большие избыточные давления были рассчитаны в некоторых сценариях аварий для гораздо больших областей удержания CRBRP. См. Gluekler and Huang, *op. cit.*, 287 [Ссылка 46].
65. NRC, "Reactor Safety Study (RSS), Study Director: N. V. Rasmussen" (Washington, D.C.: US Nuclear Regulatory Commission, 1975).
66. APS Study Group, "Radionuclide Release from Severe Accidents at Nuclear Power Plants," *Reviews of Modern Physics* 57(3) (1985): S1-S154, at S92.
67. A. S. Pannerselvan, "Close to a Critical Mess," *Outlook*, 8 November 1999.
68. M. Madan Mohan, "Kaiga Questions: A Gaping Hole in Safety Standards," *Frontline*, 17 June 1994, 84-85.
69. Там же.
70. Числитель является произведением двух характеристик способности области удержания противостоять аварии, ее проектного давления, и ее (большого) объема. Выбор знаменателя определяется ожиданием того, что энергия, которая потенциально может быть высвобождена во время аварии, будет очень приблизительно пропорциональна номинальной мощности реактора. Использовалась также другая метрика, которая равнялась отношению объема удержания к тепловой мощности; Ed Lyman, "Can Nuclear Plants Be Safer?," *Bulletin of the Atomic Scientists* (September/October 2008), 34-37, но она не принимала во внимание проектного давления.
71. APS Study Group, *op. cit.*, S94 [Ссылка 66].
72. S. A. Bhardwaj, "The Future 700 MWe Pressurized Heavy Water Reactor," *Nuclear Engineering and Design* 236 (2006): 861-871.
73. IAEA, "Fast Reactor Database: 2006 Update." Этот максимальный коэффициент пустот в охладителе и он включает только области с положительным значением реактивности пустот в охладителе.
74. Waltar and Reynolds, *op. cit.*
75. M. F. Troyanov et al., "The Present Status of Fast Breeder Reactors in the USSR," *Philosophical Transactions of the Royal Society of London, Series A, Mathematical and Physical Sciences* 331(1619) (1990): 313-321.
76. S. R. Paranjpe, "Report on the Specialists' Meeting on Passive and Active Safety Features of Liquid-Metal Fast Breeder Reactors Organized by the International Atomic Energy Agency at Oarai Engineering Centre of Power Reactor and Nuclear Development Corporation, Japan, November 5-7, 1991," *Nuclear Safety* 33(4) (1992): 506-513.

77. Более того, вкладом быстрого появления пустот в активной зоне на реактивность активной зоны нельзя пренебрегать, как это ясно из предыдущего раздела.
78. Paranjpe, *op. cit* [Ссылка 76].
79. Christoph Hohenemser, "The Accident at Chernobyl: Health and Environmental Consequences and the Implications for Risk Management," *Annual Review of Energy* 13 (1988): 383-428.
80. Paranjpe, *op. cit* [Ссылка 76].
81. Chetal et al., *op. cit.* [Ссылка 48].
82. S. R. Paranjpe, "An Update on Indian Fast Breeder Programme" (paper presented at the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, Kyoto, October 28-November 1 1991): 1.4-1-1.4-9.
83. M. V. Ramana and J. Y. Suchitra, "The Many Phases of Nuclear Insecurity," in *India's Energy Security*, ed. Ligia Noronha and Anant Sudarshan (New York: Routledge, forthcoming (2009)); J. Y. Suchitra and M. V. Ramana, "The Costs of Power: Plutonium and the Economics of India's Prototype Fast Breeder Reactor" (in preparation).
84. S. B. Bhoje, "Cost Competitiveness of Breeder Reactor," *Indira Gandhi Centre for Atomic Research Newsletter*, October 2001.
85. S. B. Bhoje, "Prototype Fast Breeder Reactor," *Nu-Power* 16(1-2) (2002): 1-5.
86. Например, ПРБН имеет проектное давление всего лишь в 25 кПа, хотя агентство АЕРВ рекомендовало, чтобы проектное давление здания удержания «было бы не менее 30 кПа». АЕРВ, "Annual Report 2002-2003" (Mumbai: Atomic Energy Regulatory Board, 2003), 12.
87. Grover and Chandra, *op. cit.* [Ссылка 10].
88. John Graham, *Fast Reactor Safety* (New York: Academic Press, 1971), 175-176, Wirtz, *op. cit.*, 138.
89. Wirtz, *op. cit.*
90. IAEA, "Fast Reactor Database: 2006 Update," 24.
91. Waltar and Reynolds, *op. cit.*
92. T. Saito and K. Suzuki, "Role of Fission Products in Whole Core Accidents" (paper presented at the Specialists' Meeting on Role of Fission Products in Whole Core Accidents, AERE Harwell (United Kingdom), 28 June-1 July 1977 1977): 41-55.
93. M. Eriksson et al., "Inherent Safety of Fuels for Accelerator-Driven Systems," *Nuclear Technology* 151 (1995): 314-333.
94. R. Lallement, A. Tuzov, and K. Q. Bagley, "Fast Breeder Reactor Fuel Performances," *Philosophical Transactions of the Royal Society of London, Series A, Mathematical and Physical Sciences* 331(1619) (1990): 343-354, Saito and Suzuki, *op. cit.* [Ссылка 92].
95. Venkatachari Jagannathan, *Powerful Leap: IGCAR Press Release* (2003 [cited 8 August 2004]), http://www.igcar.ernet.in/press_releases/press6a.htm.
96. IGCAR, *IGCAR Milestones* (Indira Gandhi Centre for Atomic Research, 2005 [cited 24 February 2007]).
97. Chetal et al., *op. cit.* [Ссылка 48].
98. Saito and Suzuki, *op. cit.* [Ссылка 92].
99. Waltar and Reynolds, *op. cit.*, 558.
100. S. R. Paranjpe, Om Pal Singh, and R. Harish, "Influence of a Positive Sodium Void Coefficient of Reactivity on the Consequences of Transient Overpower and Loss-of-Flow Accidents in a Medium-Sized Fast Reactor," *Annals of Nuclear Energy* 19(7) (1992): 369-375; S. R. Paranjpe, Om Pal Singh, and R. Harish, "Sodium Void Coefficient and Fast Reactor Safety" (paper presented at the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, Kyoto, 28 October-1 November 1991): 13.6-1-13.6-9.
101. Koji Maeda, Kozo Katsuyama, and Takeo Asaga, "Fission Gas Release in FBR Mox Irradiated to High Burnup," *Journal of Nuclear Materials* 346 (2005): 244-252.
102. Eriksson et al., *op. cit.* [Ссылка 93].
103. IAEA, "Fast Reactor Fuel Failures and Steam Generator Leaks: Transient and Accident Analysis Approaches."
104. T. Aoyama et al., "Operational Experience and Upgrading Program of the Experimental Fast Reactor Joyo" (paper presented at the Technical Meeting on Operational and Decommissioning Experience with Fast Reactors, Cadarache (France), 11-15 March 2002): 244-249.

105. Takashi Kawakita, Sadanori Aoi, and Takeshi Hojuyama, "Study on Large FBR Core Optimization to Enhance Core Safety" (paper presented at the Passive and Active Safety Features of LMFRs: Meeting of the Technical Working Group on Fast Reactors, O-arai, Japan, 5-7 November 1991).
106. Juan J. Carbajo et al., "A Review of the Thermophysical Properties of Mox and UO₂ Fuels," *Journal of Nuclear Materials* 299 (2001): 181-198.
107. Согласно ДАЭ, собственная плотность топлива равна 90% от его теоретической плотности, которая соответствует 10% объему пор.
108. Baldev Raj et al., "Development of Fuels and Structural Materials for Fast Breeder Reactors," *Sadhana* 27(5) (2002): 527-558.
109. S. R. Paranjpe, "Core (PFBR) Safety Characteristics" (paper presented at the Passive and Active Safety Features of LMFRs: Meeting of the Technical Working Group on Fast Reactors, O-arai, Japan, 5-7 November 1991): 176-190, Om Pal Singh et al., "Energetics of a Hypothetical Core Disruptive Accident for Different Fuels for a Medium Sized Fast Reactor" (paper presented at the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Current Status and Innovations Leading to Promising Plants FR'91, Kyoto (Japan), 1991): P3.3-I-P3.3-10.
110. См. P. R. Vasudeva Rao et al., "Oxygen Potential and Thermal Conductivity of (U, Pu) Mixed Oxides," *Journal of Nuclear Materials* 348 (2006): 329-334.
111. Carbajo et al., *op. cit.* [Ссылка 106].
112. Paranjpe, Singh, and Harish, *op. cit.*
113. Предположение состоит в том, что потеря потока охладителя возникает только из-за отказа подачи питания на насосы охладителя, и что эта потеря не происходит мгновенно, но характеризуется постоянной времени уменьшения потока вдвое.
114. Paranjpe, Singh, and Harish, *op. cit.*
115. Точка кипения натрия лежит в пределах между 960°C и 1050°C, в зависимости от давления.
116. Paranjpe, Singh, and Harish, *op. cit.*, 373.

ПРИЛОЖЕНИЕ 1. СКОРОСТЬ ВВЕДЕНИЯ РЕАКТИВНОСТИ В ПРОСТОЙ МОДЕЛИ

Когда происходит коллапс активной зоны, реактивность меняется из-за изменения утечки нейтронов, изменяющегося распределения ценности топлива для реактивности, и любого происходящего появления пустот в охладителе. Если предположить, что коллапс происходит в осевом направлении с заполнением пустого пространства внизу, то можно провести грубую оценку введения реактивности с помощью расчетов, учитывающих только утечку. Следующая простая модель описывает, как можно провести приближенный расчет. Коэффициент размножения нейтронов в цилиндрической активной зоне с высотой H и радиусом R , с учетом эффектов утечки, задается стандартной формулой⁸⁸:

$$k_{eff} = \frac{k_{\infty}}{1 + L^2 \left(\left[\frac{2.405}{R} \right]^2 + \left[\frac{\pi}{H} \right]^2 \right)}$$

где L – длина диффузии (которая, следуя Виртцу⁸⁹, предполагается равной 20 см для первоначальной активной зоны), и k_{∞} - коэффициент размножения нейтронов в бесконечном реакторе. Член в знаменателе представляет утечку из цилиндрической активной зоны. Начальная высота активной зоны равна 100 см и эквивалентный диаметр активной зоны равен 197 см⁹⁰. Доля охладителя равна 0,41 и предполагается, что активная зона коллапсирует до 60% своей начальной высоты, сохраняя один и тот же радиус. Изменение плотности активной зоны влияет на длину диффузии, которая меняется обратно пропорционально атомной плотности⁹¹.

В упрощенной модели изменяется только высота активной зоны, и поэтому L пропорциональна высоте. Начальная реактивность активной зоны берется из расчета ДАЭ, показывающего, что в начале кипения охладителя в конце фазы перед разрушением реактивность активной зоны ПРРБН равна \$0,96. Предполагая далее, что состав активной зоны существенно не изменяется во время коллапса, так что коэффициент размножения в бесконечном

реакторе меняться не будет, и предположив, что коллапс определяется гравитацией, можно будет рассчитать новую реактивность после коллапса, и из нее скорость введения реактивности. Введенная реактивность равна 0,094; с долей запаздывающих нейтронов, равной 0,0034, это соответствует \$27,6. Коллапс происходит за 0,28 секунды и поэтому скорость введения реактивности равна 97 \$/с (эти оценки являются приближенными).

К этому следует добавить эффект от изменения ценности управляющих стержней. Во время нормальной работы каждый из управляющих стержней вводится до ценности примерно 250 единиц контроля (pcm), или приблизительно \$0,75. Поэтому 12 управляющих стержней имеют суммарную ценность в \$9, когда реактор работает в стационарном режиме. Поскольку длина коллапса равна 40 см, что превышает 25 см, на которые вставлены управляющие стержни, введение реактивности из-за изменения относительного положения управляющих стержней и активной зоны будет равно \$9. Скорость введения реактивности приблизительно равна 32 \$/с. Более того, имеется введение реактивности из-за перемещения охладителя. Хотя это простое вычисление нельзя принимать как определенную оценку скорости введения реактивности, оно иллюстрирует, что при коллапсе всей активной зоны скорость введения реактивности может превышать 100 \$/с.

ПРИЛОЖЕНИЕ 2: СЛАБОСТЬ РАСЧЕТОВ ДАЭ ПРЕДШЕСТВУЮЩЕЙ РАЗРУШЕНИЮ ФАЗЫ

Имеются проблемы с анализом аварий ДАЭ, которые могут повлиять на его выводы в отношении того, насколько большая часть активной зоны может участвовать в АРАЗ. Есть по меньшей мере три пути, через которые значительная часть активной зоны может участвовать в АРАЗ. Первый состоит в том, что топливные сборки, которые предположительно остаются целыми, фактически упадут и увеличат реактивность. Второй связан с тем, что предполагаемые обратные связи реактивности являются неправильными. В-третьих, различия в теплофизических параметрах могут изменить начало плавления топлива. Увеличенное участие топлива обычно означает большую скорость введения реактивности и большее выделение энергии в АРАЗ.

Разрушение топлива и оболочки

В исследовании ДАЭ АРАЗ разрушение топлива происходит исключительно за счет его расплавления. Оно игнорирует возможность разрушения оболочки при высоких температурах даже то того, как топливо расплавится. Это неадекватно, потому что топливные стержни в реакторах-размножителях на быстрых нейтронах подвержены действию враждебной окружающей среды, которое включает высокие температуры, большие интегральные потоки нейтронов, расплавленный натрий, и продукты деления⁹². Двумя из механизмов, которые вызывают быстрое разрушение топлива, являются коррозионное уменьшение толщины оболочки и разрушение при ползучести⁹³.

Возможность разрушения зависит как от степени выгорания, так и от скорости переходного процесса. Повышенная степень выгорания увеличивает энергию, накопленную в продуктах деления, уменьшает зазор между оболочкой и топливом, и повышает вероятность коррозии продуктами деления⁹⁴. Поэтому температура, при которой разрушаются топливные стержни, быстро уменьшается по мере выгорания.

В качестве способа понижения стоимости электроэнергии на ПРРБН ДАЭ делает упор на уменьшение потребностей в топливе за счет увеличения средней степени выгорания в активной зоне⁹⁵. В течение многих лет ДАЭ обращал внимание на высокую степень выгорания, до которой экспонировалось топливо в ОРРБН⁹⁶. ДАЭ объявил, что «начальное пиковое выгорание топлива» для ПРРБН будет «ограничено 100 ГВт-день/т», но долгосрочной целью является выгорание в 200 ГВт-день/т⁹⁷.

В сценарии потери потока (LOF) температура оболочки, при которой разрушаются топливные стержни, согласно оценкам, уменьшается с более 1200 °С при степени выгорания в 10 ГВт-день/т до менее, чем 900 °С при степени выгорания в 70 ГВт-день/т⁹⁸. Следовательно, можно ожидать, что при проектном выгорании для ПРРБН температура разрушения будет значительно меньше, чем 900 °С. Для сравнения, исследования безопасности для испы-

тательной установки потока быстрых нейтронов (FFTF) предполагают максимальную температуру оболочки примерно в $870\text{ }^{\circ}\text{C}$ ⁹⁹.

Эти пределы температуры превышены даже в исследованиях ДАЭ аварий с защищенной потерей потока, где предполагается, что системы выключения реактора работают¹⁰⁰. В моделировании ДАЭ защищенной потери потока с временем уменьшения потока вдвое в 2 секунды, максимальная температура оболочки за 6 секунд повышается до $1\ 284\text{ }^{\circ}\text{C}$ с довольно высокой скоростью нагрева. Поэтому вероятно, что температура оболочки превысит описанные ранее безопасные пределы и возникнет значительное разрушение топливных стержней – фактор, не включенный в исследования безопасности ДАЭ.

Разрушение оболочки вызывает два эффекта. Во-первых, газообразные и летучие продукты деления могут быть выброшены в охладитель и внести свой вклад в локальное кипение; этот эффект также увеличивается с выгоранием¹⁰¹. В результате это может привести к увеличению реактивности. Во-вторых, поскольку оболочка вносит свой вклад в уменьшение энергии нейтронов, ее удаление из активной зоны может привести к тому же эффекту, что и потеря охладителя. Моделирование реактора мощностью 700 МВт, охлаждаемого свинцом и висмутом, предполагает, что когда вся оболочка удаляется, происходит введение реактивности примерно в 0,03, и что это близко к введению реактивности из-за удаления охладителя, рассчитанному в том же исследовании¹⁰². Поэтому пренебрежение этими режимами разрушения оболочки приводит к тому, что игнорируются различные введения реактивности и потенциально дестабилизирующие обратные связи.

Влияние выгорания на коэффициенты обратной связи реактивности

Хотя прогнозируемое или целевое выгорание для топлива, которое будет использовано в ПРРБН будет увеличиваться с течением времени, ДАЭ не учитывал это увеличение в своих оценках безопасности вообще, и в его оценках коэффициентов реактивности, в частности. Выгорание влияет на коэффициенты реактивности несколькими способами, включая накопление продуктов деления, изменение положения управляющих стержней, изменение объема топлива и конструкционных материалов, и обратную связь из-за аксиального расширения топлива. Последний фактор возникает потому, что быстрое расширение топлива при увеличении температуры требует наличия зазора между топливом и оболочкой.

Испытания переходных процессов на французской установке CABRI топлива, облученного на реакторе PHENIX, показали, что свежее топливо и топливо с открытыми зазорами показывает самое большое аксиальное расширение¹⁰³. На реакторе JOYO, работавшем в Японии, измеренный коэффициент мощности уменьшался с ростом выгорания; при увеличении среднего выгорания от 22 ГВт·день/тU до 35 ГВт·день/тU абсолютное значение коэффициента в начале цикла уменьшилось примерно на 45 %¹⁰⁴. Объяснение состоит в уменьшении расширения топлива из-за термической реструктуризации топлива при высоком выгорании.

Эти неопределенности привели некоторых аналитиков к полному исключению аксиального расширения из анализа переходных процессов¹⁰⁵. Поскольку этот коэффициент сравним по величине с доплеровским коэффициентом для ПРРБН, уменьшенный коэффициент аксиального расширения может сделать быстрые переходные процессы более серьезными. ДАЭ предполагает, что аксиальное расширение работает на начальных стадиях аварии до того, как происходит расплавление топлива.

Влияние выгорания на теплофизические свойства

Как теплопроводность, так и точка плавления топлива уменьшаются с ростом выгорания. На теплопроводность также влияют пористость топлива, его стехиометрия, температура, и в литературе описаны некоторые корреляции с данными¹⁰⁶. Эти корреляции могут быть использованы для расчета теплопроводности, которая, при пористости в 10% и средней температуре топлива в $1290\text{ }^{\circ}\text{C}$ будет равна 1,9, 1,60 и 1,45 Вт/м·С при выгорании в 0, 5 и 10 атомных процентов¹⁰⁷. Последнее значение соответствует выгоранию примерно в 88 ГВт·день/т, меньше, чем начальное целевое выгорание¹⁰⁸. Вместо того, чтобы использовать меньшее значение теплопроводности в зависимости от степени выгорания, ДАЭ использует

постоянное значение в $2 \text{ Вт/м}^2\text{С}^{109}$. Его собственные измерения не покрывают температуры выше $1200 \text{ }^\circ\text{C}$, и не учитывают влияния выгорания¹¹⁰. Что касается влияния выгорания на точку плавления МОХ-топлива, было предложено уменьшение в $5 \text{ }^\circ\text{C}$ на атомный процент¹¹¹. Поэтому более высокое выгорание может привести к более высоким температурам топлива и меньшим пределам по температуре, которые доступны до начала плавления.

ПРИЛОЖЕНИЕ 3. ПОТЕНЦИАЛ ДЛЯ ИНИЦИИРОВАНИЯ АВАРИИ С РАЗРУШЕНИЕМ АКТИВНОЙ ЗОНЫ (СДА)

Как предполагалось ранее, одной из причин проблем с анализом ДАЭ может быть уверенность в том, что АРАЗ никогда не произойдет. Такая уверенность может поддерживаться его выводами, что в случае переходного процесса требования логики выключения реактора будут выполнены до того, как температура охладителя повысится на $100 \text{ }^\circ\text{C}^{112}$. ДАЭ принимает это как доказательство того, что безопасность гарантирована. Тем не менее, этот анализ проблематичен.

Хотя анализ ДАЭ указывает на то, что реактивность начинает уменьшаться, проблема состоит в том, что пространственно максимальная температура охладителя продолжает расти даже после того, как реактор выключен. Если время уменьшения потока вдвое составляет 10 секунд^{113} , максимальная температура охладителя достигает 900°C меньше, чем за минуту, периода, для которого представлены результаты, и все свидетельства в это время (поднимающаяся температура оболочки, высокая мощность в активной зоне в 50% от номинальной, увеличивающееся отношение мощности к потоку) указывают на то, что температура охладителя будет подниматься еще больше¹¹⁴. Для более серьезного случая с временем уменьшения потока вдвое в 2 секунды максимальная температура охладителя достигает 900°C меньше, чем 6 секунд . Снова все индикаторы указывают на то, что температура будет подниматься еще выше. Поэтому, даже если логика управляющих стержней и выключит реактор, она не сможет выключить реактор достаточно быстро для того, чтобы удержать температуру охладителя на безопасном уровне¹¹⁵.

Именно здесь положительный коэффициент реактивности из-за пустот может оказаться разрушительным и не позволить реактивности падать достаточно быстро. Если возникнет кипение, то образование пустот и связанное с ним увеличение реактивности может сделать анализ ДАЭ неполным. Анализ ДАЭ признает, что кипение возникает в оксидной активной зоне даже при гораздо большем времени уменьшения потока вдвое в 100 секунд , но он останавливается слишком рано для того, чтобы оценить его влияние¹¹⁶.