

ИНДИЯ И РЕАКТОРЫ-РАЗМНОЖИТЕЛИ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

М.В. Рамана

Индия долгое время осуществляет программу реакторов-размножителей на быстрых нейтронах, частично мотивированную доступностью урановых ресурсов внутри страны только низкого качества. Но прогресс до сих пор был разочаровывающим, был построен только один испытательный реактор, имеющий переменчивую историю эксплуатации. Строящийся более крупный прототип реактора-размножителя на быстрых нейтронах имеет конструкцию, нарушающую безопасность и будет производить дорогую электроэнергию, но он может быть использован для преобразования плутония реакторного качества в плутоний оружейного качества. Прогнозы быстрого роста реакторов-размножителей, предлагаемые ядерным истеблишментом, методологически некорректны и основаны на очень оптимистичных предположениях.

Автор работает в школе общественных и международных отношений Вудро Вильсона, Принстонский университет, Принстон, Нью-Джерси, США.

Статья получена 2 апреля 2009 года, принята к публикации 9 апреля 2009 года.

Почтовый адрес для корреспонденций: M. V. Ramana, Program on Science, Technology and Environmental Policy & Program on Science and Global Security, Woodrow Wilson School of Public and International Affairs, Princeton University, Princeton, NJ 08542, USA.

Электронный адрес: ramana@Princeton.edu

ВВЕДЕНИЕ

Индия является одной из только двух стран, строящих реакторы-размножители коммерческого масштаба (второй является Россия). Как история программы, так и вопросы экономики и безопасности реактора позволяют предположить, однако, что программа не сможет выполнить обещаний, с которыми она начиналась и осуществлялась.

ИСТОРИЯ

Реакторы-размножители в Индии были первоначально предложены в 1950-х годах в качестве части трехэтапной ядерной программы как способа развития большой автономной программы ядерной энергетики, несмотря на относительно небольшие известные запасы урановой руды¹.

Первая стадия трехэтапной стратегии включает использование уранового топлива в реакторах с тяжелой водой с последующей переработкой облученного отработанного топлива для извлечения плутония.

На втором этапе плутоний используется для снабжения стартовых активных зон реакторов-размножителей на быстрых нейтронах. Эти активные зоны могут быть окружены «бланкетами» либо из обедненного, либо из природного урана, для того, чтобы производить больше плутония. Если бланкеты сделаны из тория, то они могут производить расщепляющийся уран-233. Однако, для того, чтобы обеспечить адекватное количество плутония для строительства последующих реакторов-размножителей, реакторы-размножители должны снабжаться урановыми бланкетами до тех пор, пока не будет достигнута желаемая ядерная мощность.

Третий этап будет включать реакторы-размножители с активными зонами, использующими уран-233 в своих активных зонах и торий в своих бланкетах.

Трехэтапная программа остается официальным оправданием для продвижения реакторов-размножителей, несмотря на их медленный и обескураживающий прогресс.

Хотя индийский Департамент атомной энергии (ДАЭ) говорил о реакторах-размножителях с момента своего образования, даже работа по концептуальным исследованиям реакторов-размножителей началась только в первой половине 1960-х годов. В 1965 году в атомном исследовательском центре Баба (БАРК) был образован сектор реакторов на

быстрых нейтронах под руководством С.Р. Паранджпе и были начаты работы по экспериментальному реактору на быстрых нейтронах мощностью 10 МВт-эл². По-видимому, эти работы были прерваны и в 1969 году ДАЭ вступил в соглашение по сотрудничеству с французским Комиссариатом по атомной энергии (КАЭ) и приобрел проект испытательного реактора RAPSODIE и проект парогенератора реактора Phenix³. Они легли в основу испытательного реактора-размножителя на быстрых нейтронах (FBTR), первого реактора-размножителя в Индии.

В качестве части соглашения с КАЭ, группа примерно из тридцати индийских инженеров и ученых обучалась в Кадараше, Франция. Когда они возвратились, они образовали ядро реакторного исследовательского центра (RRC), который был создан в 1971 году в Калпаккаме для руководства работами по реакторам-размножителям. В 1985 году он был переименован в Центр атомных исследований Индиры Ганди (IGCAR). Со временем центр стал главным узлом деятельности, относящейся к индийской программе реакторов-размножителей.

ОПЫТ ИСПЫТАТЕЛЬНОГО РЕАКТОРА-РАЗМНОЖИТЕЛЯ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ (FBTR)

Бюджет испытательного реактора-размножителя на быстрых нейтронах (FBTR) был утвержден ДАЭ еще в сентябре 1971 года и ожидалось, что испытательный реактор-размножитель на быстрых нейтронах (FBTR) будет введен в эксплуатацию в 1976 году⁴. Но реактор достиг критичности только в октябре 1985 года, а парогенератор начал работать только в 1993 году⁵.

Большая часть первых пятнадцати лет эксплуатации испытательного реактора-размножителя на быстрых нейтронах (FBTR) была испорчена несколькими авариями различной интенсивности. Две из них подробнее описаны ниже для того, чтобы показать сложности исправления даже сравнительно небольших аварий и связанные с ними задержки, так же как и опасности, которым подвергаются работники. Если рассматривать их вместе с опытом, полученным в других местах, они позволяют предположить, что маловероятно, чтобы реакторы-размножители с натриевым охлаждением могут работать с надежностью, которую продемонстрировали на протяжении последних десятилетий обычные реакторы с водяным охлаждением.

В мае 1987 года произошла крупная авария, не исправление которой ушло несколько лет⁶. Это произошло, когда топливная сборка переносилась из активной зоны на периферию реактора⁷. Проблема началась с отказа логической схемы, вовлеченной в управление вращением заглушки для перемещения выбранных топливныхборок. По какой-то причине логическая схема была обойдена, и заглушки продолжали вращаться, пока 30-сантиметровая секция одной топливной сборки не вышла из активной зоны реактора. Это привело к изгибу этой топливной сборки и головок 28 узлов рефлектора на пути ее вращения. Различные маневры для исправления ситуации не помогли и только привели к тому, что один узел рефлектора на периферии был выброшен, а «прочная направляющая трубка» была изогнута на 32 см. Последнее событие было описано как результат «сложного механического взаимодействия», что позволяло предположить, что никогда не было в действительности понято, как оно произошло.

Потребовалось провести значительный ремонт, прежде чем реактор мог быть снова запущен. Сначала пришлось разрезать направляющую трубку на две части, используя «специально сконструированную режущую машину с дистанционным управлением», которая обеспечивала, чтобы никакие стружки, образующиеся в процессе резки, не падали в активную зону⁸. Затем с помощью перископа были идентифицированы поврежденные узлы рефлектора. Наконец, была слита часть натрия и поврежденные узлы рефлектора были удалены с помощью специально сконструированных захватов. Очевидно, что все это потребовало времени и работа реактора возобновилась только в мае 1989 года⁹.

Вторая авария, описываемая здесь, утечка натрия, типична для реакторов-размножителей на быстрых нейтронах. Утечка произошла в сентябре 2002 года в отсеке очистки, в котором размещаются трубопроводы очистки натрия первичного контура¹⁰. Было сказано, что причиной утечки стал «дефектный процесс изготовления, принятый в производстве сильфонов герметичных сервисных клапанов натрия». К тому моменту, как утечка натрия была обнаружена и взята под контроль, пролилось около 75 кг натрия, затвердевшего на полу отсека и на различных компонентах отсека.

Удаление радиоактивного натрия потребовало основных усилий. В начале, даже до подхода к отсеку, рабочие должны были подождать десять дней для того, чтобы уменьшилась активность натрия, который при поглощении нейтрона превращался в радиоактивный натрий-24, излучающий гамма-кванты с периодом полураспада 15 часов. Даже тогда рядом с разлитым натрием мощность достигала 900 мЗв/час¹¹. Другая проблема возникла из-за того, что весь отсек обычно был окружен азо-

том для того, чтобы предотвратить пожар натрия. Сначала сотрудники центра IGCAR постарались просто заменить азот обычным воздухом так, чтобы занимающиеся очисткой работники могли дышать. Но это привело к вспышкам и загораниям разлитого натрия. Тогда они применили сухие химические порошки, но это привело к запыленности атмосферы и ухудшению видимости. Снова пришлось ввести азот. Рабочие стали работать в масках с трубками, по которым им подавался воздух для дыхания. Большая часть работ проводилась с дистанционным управлением, что понижало экспозицию к радиации, но сильно замедляло выполнение работ. В целом, удаление 75 кг натрия и приведение отсека в нормальное состояние заняло около трех месяцев¹².

Опыт испытательного реактора-размножителя на быстрых нейтронах (FBTR) также включал несколько других аварий и необычных проявлений, таких, как необъяснимые повышения реактивности¹³. В целом, эксплуатационные характеристики реактора были посредственными: понадобилось 15 лет для того, чтобы он смог проработать на полной мощности более 50 дней¹⁴. За первые 20 лет реактор проработал всего 36 000 часов, что соответствует фактору доступности всего около 20 процентов¹⁵. Несмотря на неоднозначную историю, центр IGCAR заявил, что «он успешно продемонстрировал проектирование, строительство и эксплуатацию» реактора-размножителя на быстрых нейтронах¹⁶.

ПРОТОТИП РЕАКТОРА-РАЗМНОЖИТЕЛЯ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Еще до того, как испытательный реактор-размножитель на быстрых нейтронах (FBTR) вступил в строй, ДАЭ начал строить планы более крупного прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR). В 1983 году ДАЭ попросил бюджетную поддержку у правительства¹⁷. Первые затраты на прототип реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) начались в 1987-1988 годах¹⁸. В 1990 году сообщалось, что правительство «недавно утвердило предварительный проект реактора и выдало разрешения на правительство», и что реактор вступит в строй в 1990 году¹⁹. Строительство реактора в конце концов началось в октябре 2004 года и он должен был вступить в строй в 2010 году²⁰. Он должен также быть источником плутония оружейного качества, который может быть использован для стратегической программы (см. ниже).

Прототип реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR), хотя он еще не построен, вероятно, столкнется с двумя проблемами, которые повсеместно досаждали реакторам-размножителям: риском катастрофической аварии и плохой экономикой.

Безопасность

Имеются несколько причин для того, чтобы сомневаться в конструкции прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR)²¹. Как и у других реакторов-размножителей, конструкция прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) уязвима к катастрофическим авариям, включающим большие и взрывные высвобождения энергии и распространение радиоактивности вслед за расплавлением активной зоны. Потенциал таких «аварий с разрушением активной зоны» (CDA) возникает из-за того, что активная зона находится не в самой реактивной конфигурации. Если условия во время аварии заставляют топливные связки расплавляться и перестраиваться, реактивность может увеличиться, приводя к дальнейшей перестройке активной зоны и потенциальной петле обратной связи. Другим небезопасным эффектом обратной связи, присутствующим в конструкции прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR), является положительный коэффициент реактивности из-за пустот в натрии. Это означает, что если теплоноситель нагревается и становится менее плотным, образует пузырьки, или выбрасывается из активной зоны, то реактивность увеличивается. Величина положительного коэффициента реактивности из-за пустот является мерой обратной связи, и она возрастает с размерами активной зоны²². Для конструкции активной зоны, которая была принята для прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR), она имеет значение 4,3 \$ («доллара»)²³.

В дополнение к рискам безопасности, возникающим из-за этого большого и положительного коэффициента реактивности из-за пустот в натрии, конструкция прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) также характеризуется относительно слабым удержанием; она спроектирована так, чтобы противостоять избыточному давлению всего в 25 кПа²⁴. Максимальное избыточное давление, на которое рассчитано удержание прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR), мало по сравнению с большинством других демонстрационных реакторов (табл. 1). Если рассмотреть отношение объема области удержания, умноженного на его

проектное избыточное давление, к мощности реактора, V^*P/E , то удержание прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) будет слабее, чем у других реакторов, за исключением прототипа реактора на быстрых нейтронах (PFR)²⁵. Различие станет еще более явным, если принять во внимание больший положительный коэффициент реактивности из-за пустот в натрии прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) по сравнению с другими реакторами-размножителями.

Таблица 1. Проектные характеристики области удержания демонстрационных реакторов на быстрых нейтронах*.

	Тепловая мощность E (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."

Конечно, возможно спроектировать области удержания так, чтобы они выдерживали гораздо большие давления. Области удержания для легководных реакторов обычно имеют проектные давления более 200 кПа²⁶. ДАЭ оправдывает свой выбор проекта удержания, аргументируя, что его исследования безопасности продемонстрировали, что максимальные избыточные давления, ожидаемые при аварии с разрушением активной зоны (CDA) будут меньше, чем проектное избыточное давление. Но эти исследования базируются на благоприятных предположениях, в частности, что в аварии с разрушением активной зоны (CDA) будут участвовать только ограниченные участки активной зоны, и что только 1 процент выделившейся тепловой энергии преобразуется в механическую энергию. На основании таких предположений ДАЭ оценивает, что максимальное правдоподобное выделение энергии в аварии с разрушением активной зоны (CDA) равно 100 МДж²⁷. Затем было рассчитано, что такая авария с разрушением активной зоны (CDA), приводящая к утечке натрия в область удержания, приведет к избыточному давлению в области удержания в 20 кПа.

Имеются, однако, серьезные основания рассматривать гораздо большие выделения энергии в худших случаях аварий с разрушением активной зоны (CDA) до нескольких сотен мегаджоулей при оценке безопасности конструкции реактора, в особенности, такого большого, как прототип реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR). Табл. 2 показывает, что рассчитанные выделения энергии в аварии с разрушением активной зоны (CDA) для многих реакторов-размножителей значительно больше, чем для прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR), как абсолютно, так и при масштабировании по мощности реактора.

Таблица 2. 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

Выделение энергии при коллапсе активной зоны сильно зависит от скорости нарастания реактивности, которое является скоростью, с которой перегруппировка топлива увеличивает реактивность²⁸. Расчет ДАЭ максимального выделения энергии в аварии с разрушением активной зоны (CDA) базируется на скорости возрастания реактивности в 65 \$ в секунду, которая сама по себе является результатом предположения о вовлечении только ограниченных участков активной зоны в процесс ее разрушения²⁹.

Выбор скорости возрастания реактивности вызывает сомнения. Имеется веская причина и прецедент для использования скорости возрастания в 100 \$/с как основу для расчетов разрушения, с предупреждением, что она еще не является верхним пределом³⁰. Аналогично, эффективность преобразования также может быть намного больше 1 процента, принятого ДАЭ. Испытания, проведенные на английской установке «Уинфрит» с массой расплавленной активной зоны до 25 кг позволили предположить, что эффективность преобразования энергии может достигать 4 процентов³¹. Для скорости возрастания реактивности в 100 \$/с и эффективности преобразования энергии в 1 процент выделение энергии в аварии с разрушением активной зоны (CDA) равняется 650 МДж³². Было оценено, что авария с разрушением активной зоны (CDA) с выделением механической энергии 650 МДж может привести к избыточному давлению 40 кПа, очевидно много больше, чем проектный предел для здания удержания³³. Более высокие коэффициенты преобразования приводят к большему выделению механической энергии и, следовательно, более высоким избыточным давлениям и большей вероятности разрушения здания удержания.

В итоге, имеются серьезные причины полагать, что удержание в прототипе реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) не предлагает адекватную защиту от серьезной аварии с разрушением активной зоны (CDA), в особенности, учитывая многие неопределенности, присущие расчетам энергии выделения при аварии с разрушением активной зоны (CDA).

ЭКОНОМИКА

Основным аргументом, выдвигаемым ДАЭ в защиту использования реакторов-размножителей, является то, что у Индии имеются только «скромные запасы урана» около 60 000 тонн, «которые могут поддержать 10 000 МВт-эл. мощности реакторов с тяжелой водой под давлением (PHWR)»³⁴. Эта формулировка вводит в заблуждение, хотя она повторяется довольно часто. База запасов урана в Индии не может быть представлена одной цифрой. Как для любого другого минерального сырья, при высоких ценах становится экономичным добывать низкокачественные и менее доступные руды. Их использование может увеличить количество доступного урана. Поэтому запасы урана можно указывать только в зависимости от цены.

В качестве способа оценки экономики реакторов-размножителей было проведено сравнение стоимости генерации электроэнергии на прототипе реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) мощностью 500 МВт-эл. и реакторах с тяжелой водой под давлением (PHWR)³⁵, основой технологии индийской ядерной программы³⁶. Для того, чтобы обратиться к аргументу об ограниченных запасах урана в Индии, это делалось в зависимости от цены урана и была рассчитана результирующая цена, при которой обе технологии генерируют электроэнергию по одной и той же цене.

Полная стоимость строительства прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) оценивается в 34,92 миллиарда рупий (рупии смешанных лет, стоимость строительства 646 миллионов долларов 2004 года). Стоимость единицы мощности составляет 1292 доллара/кВт и она меньше соответствующего значения для последних индийских реакторов на тяжелой воде под давлением (PHWRs) в 1371 доллар/кВт. Это несколько противоречит всемирному опыту, который позволяет предположить, что реакторы-размножители значительно дороже реакторов с водным замедлителем; для легководных реакторов (LWRs) типичная разница в стоимости составляет 200 долларов/кВт³⁷. Оцениваемая стоимость строительства прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) также значительно ниже оценок строительства реакторов-размножителей в других местах; агентство ядерной энергии (NEA) дает диапазон в 1850-2600 долларов/кВт (доллары 2000 года) или 2000-2800 долларов/кВт (доллары 2004 года) для реакторов на быстрых нейтронах с MOX-топливом³⁸. Реально построенные реакторы-размножители в других частях мира также ведут к ожиданиям более высокой стоимости. Расходы на строительство французского реактора «Феникс» с мощностью 250 МВт-эл. составили 800 миллионов франков 1974 года (800 миллионов долларов 2004 года) или 3200 долларов/кВт. Однако, еще 600 миллионов (870 миллионов долларов 2004 года)

были потрачены на модернизацию «Феникса» между 1997 и 2003 годами. Реактор «Суперфеникс» мощностью 1240 МВт-эл. Обошелся еще дороже. По этим техническим причинам, и истории превышения расходов ДАЭ по всем реакторам, которые он построил, весьма вероятно, что капитальная стоимость прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) будет больше, чем это запланированное значение.

В экономических терминах, первичным требованием материалов для прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) является плутоний. Проект прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) требует начального запаса плутония в активной зоне в 1,9 тонны³⁹. Базируясь на детальной модели реактора, было оценено, что при коэффициенте загрузки в 75 процентов прототипу реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) каждый год потребуется 1012 кг плутония для перезагрузки топлива в равновесных условиях⁴⁰. Плутоний для начальной активной зоны и нескольких первых перезагрузок будет приходиться от переработки отработанного топлива реакторов на тяжелой воде под давлением (PHWRs). При реальной дисконтной ставке в 6 процентов, расходы на переработку составят около 659 долларов за килограмм урана в топливе, что соответствует стоимости плутония в 178 долларов за грамм⁴¹. Из-за более высокого содержания плутония в отработанном топливе прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) стоимость плутония впоследствии станет ниже, около 43 долларов за грамм⁴².

Следуя агентству по ядерной энергии, расходы на изготовление топлива активной зоны и радиальных бланкетов реакторов-размножителей предполагались равными 1513 долларов/кг и 540 долларов/кг⁴². Базовый вариант предполагает стоимость в 200 долларов/кг для природного урана и 200 долларов/кг урана в топливе для уранового топлива для тяжеловодных реакторов.

В таблице 3 показана разница в уровнях стоимости при реальной дисконтной ставке в 6 процентов для производства электроэнергии на прототипе реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) и предлагаемых тяжеловодных реакторах под давлением (PHWRs) мощностью 2 по 700 МВт (двойной блок)⁴⁴.

Табл. 3: Стоимость электроэнергии на реакторах-размножителях и тяжеловодных реакторах.

	PFBR (500 МВт-эл.)	PHWR (2 x 700 МВт-эл.)
Стоимость строительства (млн. долл. 2004 г.)	646	1588
Реальная дисконтная ставка (%)	6	6
Капитальная стоимость (текущее значение) (млн. долл. 2004 г.)	504	987
Коэффициент загрузки (%)	80	80
Стоимость плутония и урана за все время работы (млн. долл. 2004 г.)	1480	697
Общие расходы за все время работы (млн. долл. 2004 г.)	2212	2550
Стоимость (рупий за киловатт-час)	2,77	1,54
Стоимость (центов за киловатт-час)	6,30	3,49
Разница в процентах (PFBR - PHWR)	80%	
Все значения в долларах США 2004 года, если только не указано иное.		

Экономика прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) будет ключом к будущему реакторов-размножителей в Индии. ДАЭ аргументировал, что «главной задачей прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) будет демонстрация технико-экономической жизнеспособности реакторов-размножителей в промышленном масштабе»⁴⁵. Представленные здесь результаты показывают, что прототип реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) не будет жизнеспособным, даже при прогнозируемых ценах и оптимистических предположениях о факторах загрузки.

Как показывает таблица 4, реакторы-размножители во всем мире работают с относительно низкими кумулятивными факторами загрузки. Нет причины ожидать, что опыт прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) не будет аналогичным, и фактор загрузки в 50 процентов может быть вполне вероятным. Это приведет к стоимости электроэнергии в 8,35 цен-

та за киловатт-час, на 139 процентов больше, чем у тяжеловодных реакторах под давлением (PHWRs).

Табл. 4: Надежность реакторов-размножителей.

	PFR	БН-600	Феникс	Суперфеникс
Дата начала строительства	1 января 1966 г.	1 января 1969 г.	1 ноября 1968 г.	13 декабря 1976 г.
Дата первой критичности	1 марта 1974 г.	16 февраля 1980 г.	31 августа 1973 г.	7 сентября 1985 г.
Дата подключения к сети	10 января 1975 г.	8 апреля 1980 г.	13 декабря 1973 г.	14 января 1986 г.
Кумулятивный фактор нагрузки	23,87%	73,48%	41,34%	6,6%

Как отмечалось ранее, основным обоснованием, предлагаемым для осуществления дорогостоящих реакторов-размножителей, является недостаток урана. Справедливость этого обоснования проверялась увеличением цены урана от 200 долларов/кг до «значения сравнения», при котором реакторы-размножители становятся конкурентоспособными. Для оптимистичного базового варианта с фактором загрузки прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) стоимость электроэнергии на прототипе реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) и на тяжеловодных реакторах под давлением (PHWRs) становится равной при цене урана в 1375 долларов/кг. При факторе загрузки прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) в 50 процентов цена сравнения равна 2235 долларов/кг.

Эти цены намного больше текущих значений и по этим ценам будут доступны существенно большие количества урана. Распределение урана среди основных геологических резервуаров в земной коре соответствует примерному увеличению оцениваемого количества извлекаемого урана в триста раз на каждое десятикратное уменьшение качества руды⁴⁶. Основываясь на этом, и предполагая, что стоимость добычи обратно пропорциональна качеству руды, можно предположить, что доступный уран по ценам меньше 1375 долларов/кг и 2235 долларов/кг превышает текущие ресурсы соответственно в 124 и 417 раз. Это нижняя оценка, поскольку она игнорирует общую тенденцию к сокращению расходов на добычу из-за обучения и улучшенной технологии⁴⁷. В любом случае, у Индии урана для тяжеловодных реакторов под давлением (PHWRs) хватит на десятилетия, без переработки и реакторов-размножителей.

ПЛУТОНИЙ ДЛЯ ОРУЖИЯ?

Приверженность ДАЭ к реакторам-размножителям может иметь и другую причину. Она вытекает из источника институциональной роли ДАЭ: его уникальной способности предлагать как электроэнергию для развития, так и ядерное оружие для безопасности. Это довольно отчетливо проявилось по время проведения переговоров по ядерной сделке между США и Индией, где в якобы гражданском соглашении большая часть усилий ДАЭ была направлена на оптимизацию его способности производить расщепляющийся материал для ядерного арсенала в пределах различных ограничений, в частности, нехватки урана⁴⁸. Больше всего было заметно, что ДАЭ уделил много внимания выведению программы реакторов-размножителей на быстрых нейтронах из-под гарантий. В примечательном интервью национальной газете глава ДАЭ сказал: «Как с точки зрения поддержания долговременной энергетической безопасности, так и с точки зрения установления минимального заслуживающего доверия сдерживания, программа реакторов-размножителей на быстрых нейтронах не может быть помещена в гражданский перечень. Это сковывает нас, и Индия, очевидно, не может угрожать одному [безопасности] за счет другого.»⁴⁹

Одновременно, ДАЭ не классифицирует свои перерабатывающие заводы или свой запас плутония реакторного качества как гражданские. Это дает возможность того, что реакторы-размножители, подобные прототипу реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) будут использоваться для «отмывания» не находящегося под гарантиями плутония реакторного качества, как из исторического запаса, так и из будущего производства на не находящегося под гарантиями перерабатывающих заводов, в плутоний оружейного качества. В то время как плутоний реакторного качества потребляется в активной зоне прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR), в радиальном и осевом бланкетах производится плутоний оружейного качества. На основании расчетов нейтроники детальной трехмерной модели

реактора было оценено, что в радиальном и осевом бланкетах прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) при факторе загрузки в 75% ежегодно будет производиться 92,4 и 52 кг плутония оружейного качества (93,7% и 96,5% Pu-239) соответственно⁵⁰.

Если топливные элементы бланкетов будут перерабатываться отдельно от топливных элементов активной зоны, а не вместе с ними, то содержащийся в них плутоний может быть использован для оружия. Для этого в прототипе реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) должно будет ежегодно использоваться около 346 кг плутония реакторного качества, полученного из переработки отработанного топлива индийских тяжеловодных реакторов под давлением (PHWRs). Существующего запаса плутония реакторного качества и отработанного топлива тяжеловодных реакторов под давлением (PHWRs) будет достаточно для удовлетворения этой потребности на десятилетия. Такая стратегия увеличит производство расщепляющегося материала оружейного качества в ДАЭ в несколько раз.

ПРОГНОЗЫ НА БУДУЩЕЕ

Прототип реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) будет первым из многих реакторов-размножителей, которые ДАЭ предполагает построить. Текущие прогнозы ДАЭ предполагают, что мощность атомных электростанций возрастет до 20 ГВт в 2020 году и до 275 ГВт в 2052 году, включая 260 ГВт в реакторах-размножителях с металлическим топливом⁵¹. Последние заявления средств массовой информации вслед за проектом отказа от NSG предполагают еще больший рост мощности индийских реакторов-размножителей. Это позволяет предположить, что отработанное топливо импортных легководных реакторов с топливом из импортного урана будет перерабатываться и извлеченный из него плутоний будет также использоваться для стартового топлива реакторов-размножителей.

Эти прогнозы в первую очередь основаны на предположениях о времени удвоения, времени, которое потребуется реактору-размножителю для производства достаточного количества плутония для топлива активной зоны нового реактора-размножителя. Поскольку реакторы с МОХ-топливом обладают меньшими коэффициентами размножения, в 2020 году ДАЭ предполагает перейти на строительство реакторов-размножителей, которые используют металлическое топливо, которое обладает значительно большим коэффициентом размножения⁵². Большой коэффициент размножения приведет к сокращению времени удвоения. Скорость роста также зависит от длительности нахождения вне реактора, периода времени, требующегося для охлаждения и переработки отработанного топлива и изготовления нового топлива. ДАЭ предполагает, что все это может быть осуществлено в течение одного года⁵³.

Однако, методология ДАЭ сомнительна, и она неправильно учитывает потоки плутония⁵⁴. Для начала, базовая мощность реакторов-размножителей на быстрых нейтронах с металлическим топливом (MFBRs), в 2022 году предполагаемая равной 6 ГВт, что необходимо для прогноза 2052 года, потребует около 22 тонн делящегося плутония для стартового топлива. В настоящее время ДАЭ не имеет достаточных перерабатывающих мощностей для обработки всего отработанного топлива реакторов на тяжелой воде, которые работают или строятся. Даже если ДАЭ необъяснимым образом сможет получить необходимый плутоний для строительства реакторов-размножителей на быстрых нейтронах с металлическим топливом (MFBRs) мощностью 6 ГВт с некоторым запасом, при предполагаемых ДАЭ темпах роста запасы плутония за первые десять лет сократятся примерно на 40 тонн. Так произойдет потому, что между помещением плутония в реактор-размножитель и его появлением в виде нового плутония для загрузки в тот же самый реактор и вклада в стартовое топливо для нового реактора-размножителя имеется временная задержка в три года, даже при оптимистичном времени нахождения вне реактора в один год.

Более тщательный расчет с учетом ограничений на потоки плутония показывает, что мощность реакторов-размножителей на быстрых нейтронах с металлическим топливом (MFBRs), базирующихся на плутонии от парка тяжеловодных реакторов ДАЭ в 2052 году будет ниже прогнозируемых 199 ГВт, и составит 78 ГВт⁵⁵. Если время нахождения вне реактора составит более реалистичные три года, то мощность реакторов-размножителей на быстрых нейтронах с металлическим топливом (MFBRs), базирующихся на плутонии от парка тяжеловодных реакторов упадет до 34 ГВт.

Хотя эти значения могут показаться большими по сравнению с текущей мощностью атомных электростанций Индии всего в 4,1 ГВт, их следует рассматривать в связи с прогнозируемыми требованиями, которые в середине века при нормальном развитии должны составить около 1300 ГВт. Более того, единственным применяемым здесь предположением является доступность расщепляю-

щихся материалов. Предполагается, что не будет никаких задержек из-за проблем инфраструктуры и производства, и экономических препятствий из-за высокой стоимости электроэнергии, или аварий. Все это является реальным ограничением и делает даже нижнюю границу прогнозов на 2052 год весьма нереальной.

ВЫВОДЫ

Реакторы-размножители всегда поддерживались заявлениями индийского ДАЭ о генерации большого количества дешевой электроэнергии, которая рассматривалась как необходимая для развития. Сегодня, более чем пятьдесят лет после того, как эти планы были объявлены, это обещание все еще не выполнено. Как и в других местах реакторы-размножители, по-видимому, являются небезопасными и дорогими, и их вклад в общее производство электроэнергии в лучшем случае скромнен.

ПРИМЕЧАНИЯ И ССЫЛКИ

1. H. J. Bhabha and N. B. 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).
2. S. B. Bhoje, "History and Evolution of Fast Breeder Reactor Design in India - a Saga of Challenges and Successes," IGC Newsletter, July 2006.
3. Placid Rodriguez, "Foresight, Vision, and Strategy in the Management of Fast Breeder Technology in India," International Journal on Foresight and Innovation Policy 1(3/4) (2004).
4. CAG, "Report by the Comptroller and Auditor General of India," (New Delhi: Comptroller and Auditor General of India, 1993).
5. Mark Hibbs, "Kalpakkam FBR to Double Core, Load First Thorium-232 Blanket," Nucleonics Week 38(48) (1997).
6. G. Srinivasan et al., "The Fast Breeder Test Reactor - Design and Operating Experiences," Nuclear Engineering and Design 236 (2006).
7. R. P. Kapoor et al., "Unusual Occurrences in the Fast Breeder Test Reactor," in Technical Committee Meeting on Unusual Occurrences During LMFBR Operation (Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency, 1998).
8. См. ссылку [6].
9. В июле 1989 года реактор снова был выключен из-за появления шума в логике защиты реактора и неудовлетворительной работы системы управления скоростью в насосах первичного натриевого контура. CAG, "Report by the Comptroller and Auditor General of India."
10. K. Sasikumar, V. S. Krishnamachari, and P. V. Ramalingam, "Primary Sodium Leak Event in FBTR," IGC Newsletter, January 2003.
11. Для того, чтобы оценить это в перспективе, допустимая доза для работников ядерной отрасли в среднем за год равна 20 мЗв. Таким образом, работник может получить максимальную допустимую годовую дозу за 1,3 минуты.
12. См. ссылку [10].
13. 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, March 11-15 2002).
14. R. Prasad, "India: FBTR Passes 53-Day Continuous Operation Test," The Hindu, 22 March 2001.
15. DAE, "Atomic Energy in India: A Perspective" (Mumbai: Department of Atomic Energy, Government of India, 2006).
16. Placid Rodriguez, "The Past Is the Springboard to the Future," IGC Newsletter, October 2000.
17. Praful Bidwai, "The Fast Breeder Reactor: DAE's Strange Nuclear Priorities," The Times of India, 31 August 1983.
18. DAE, "Performance Budget 1990-91" (Mumbai: Department of Atomic Energy, 1991).
19. Mark Hibbs, "India's New Breeder Will Be on Line by 2000, Iyengar Says," Nucleonics Week 31(42) (1990).
20. T. S. Subramanian, "A Milestone at Kalpakkam," Frontline, 19 November 2004.

21. Ashwin Kumar and M. V. Ramana, "Compromising Safety: Design Choices and Severe Accident Possibilities in India's Prototype Fast Breeder Reactor," *Science and Global Security* 16 (2008).
22. Уменьшение плотности теплоносителя приводит к трем эффектам. Меньшее количество теплоносителя поглощает меньше нейтронов, средняя энергия нейтронов становится выше, а утечка становится больше. В реакторе на быстрых нейтронах увеличение энергии нейтронов приводит к большему количеству делений Pu-239 и поэтому первые два эффекта увеличивают реактивность. Эффекты утечки важны только вблизи периферии реактора и поэтому они становятся менее важными, когда увеличивается объем активной зоны.
23. IAEA, "Fast Reactor Database: 2006 Update" (Vienna: International Atomic Energy Agency, 2006). «Доллар» является резервом реактивности, предоставляемым запаздывающими нейтронами, которые обычно высвобождаются через десятки секунд. Если реактивность увеличивается больше единицы на такую величину, то скорость выделения энергии будет управляться более коротким временем генерации мгновенных нейтронов (около 10 микросекунд).
24. S. C. Chetal et al., "The Design of the Prototype Fast Breeder Reactor," *Nuclear Engineering and Design* 236 (2006).
25. Числитель является мерой способности области удержания противостоять аварии. Выбор знаменателя вытекает из ожидания того, что энергия, которая потенциально может быть высвобождена во время аварии, будет грубо пропорциональна номинальной мощности реактора.
26. APS Study Group, "Radionuclide Release from Severe Accidents at Nuclear Power Plants," *Reviews of Modern Physics* 57(3) (1985).
27. См. ссылку [24].
28. Karl Wirtz, *Lectures on Fast Reactors* (La Grange Park, IL: American Nuclear Society, 1978).
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).
30. 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), J. F. Jackson and R. B. Nicholson, "Venus-II: An LMFBR Disassembly Program" (Argonne, IL: Applied Physics Division, Argonne National Laboratory, 1972), KAERI, "Review of Core Disruptive Accident Analysis for Liquid-Metal Cooled Fast Reactors" (Korea Atomic Energy Research Institute, 1997), T.G. Theofanous and C.R. Bell, "Assessment of CRBR Core Disruptive Accident Energetics" (Los Alamos National Laboratory, 1984).
31. Georges Berthoud, "Vapor Explosions," *Annual Review of Fluid Mechanics* 32 (2000).
32. См. ссылку [29].
33. См. ссылку [21].
34. Anil Kakodkar, "Securing Our Emerging Energy Needs: What Nuclear Energy Can Do," *Energy Security Insights* 1 (1) (2006).
35. J. Y. Suchitra and M. V. Ramana, "The Costs of Power: Plutonium and the Economics of India's Prototype Fast Breeder Reactor," (submitted).
36. Хотя блоки, построенные до сих пор, имели меньшую мощность, согласно ДАЭ, «мощность будущих реакторов на тяжелой воде под давлением (PHWRs), после строящихся, планируется ограничить 700 МВт для одного блока.» См. DAE, "Annual Report 2004-2005," (Mumbai: Department of Atomic Energy, 2005). Четыре таких реактора по 700 МВт находятся на продвинутой стадии планирования и было начато раннее приобретение оборудования. См. DAE, "Annual Report 2007-08," (Mumbai: Department of Atomic Energy, 2008).
37. Matthew Bunn et al., "The Economics of Reprocessing vs. Direct Disposal of Spent Nuclear Fuel," (Cambridge: Harvard University, 2003). Одной из причин увеличения стоимости является то, что в реакторе-размножителе, таком, как прототип реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR), в качестве теплоносителя используется расплавленный натрий. Это несет с собой несколько эксплуатационных требований, таких, как нагревательные системы для постоянного поддержания натрия в расплавленном состоянии, и требований, относящихся к безопасности, таких, как многочисленное оборудование для пожаротушения. См. A. A. Farmer, "Assessing the Economics of the Liquid Metal Fast Breeder Reactor," in *The Economics of Nuclear Energy*, ed. Leonard G. Brookes and Homa Motamen (London: Chapman and Hall, 1984).
38. NEA, "Accelerator-Driven Systems (ADS) and Fast Reactors (Fr) in Advanced Nuclear Fuel Cycles" (Paris: Nuclear Energy Agency, OECD, 2002).

39. IGCAR, Design of Prototype Fast Breeder Reactor (Indira Gandhi Centre for Atomic Research, 2003 [cited 10 March 2006]); available from www.igcar.ernet.in/broucher/design.pdf.
40. Alexander Glaser and M V Ramana, "Weapon-Grade Plutonium Production Potential in the Indian Prototype Fast Breeder Reactor," *Science and Global Security* 15 (2007).
41. M. V. Ramana and J. Y. Suchitra, "Costing Plutonium: Economics of Reprocessing in India," *International Journal of Global Energy* 27(4) (2007).
42. См. ссылку [35].
43. См. ссылку [38].
44. См. ссылку [35].
45. См. ссылку [24].
46. Kenneth S. Deffeyes and Ian D. MacGregor, "World Uranium Resources," *Scientific American*, January 1980.
47. Eric Schneider and William C. Sailor, "Long Term Uranium Supply Issues and Estimates" (Washington, D.C.: Los Alamos National Laboratory, U.S. Department of Energy, 2005).
48. Zia Mian et al., "Fissile Materials in South Asia: The Implications of the U.S.-India Nuclear Deal" (International Panel on Fissile Materials, 2006).
49. Pallava Bagla, "On the Record: Anil Kakodkar" *Indian Express*, 8 February 2006.
50. См. ссылку [40].
51. R. B. Grover and Subash Chandra, "Scenario for Growth of Electricity in India" *Energy Policy* 34(17) (2006), M. R. Srinivasan, R. B. Grover, and S. A. Bhardwaj, "Nuclear Power in India: Winds of Change," *Economic and Political Weekly* 40 (49) (2005).
52. Увеличенный коэффициент размножения сопровождается понижением безопасности, поскольку активные зоны реакторов с металлическим топливом обладают еще большим коэффициентом реактивности из-за пустот в натрии. См. A. Riyas and P. Mohanakrishnan, "Studies on Physics Parameters of Metal (U-Pu-Zr) Fuelled FBR Cores," *Annals of Nuclear Energy* 35 (1) (2008).
53. Grover and Chandra, ссылка [51].
54. M. V. Ramana and J. Y. Suchitra, "Slow and Stunted: Plutonium Accounting and the Growth of Fast Breeder Reactors in India" (Submitted).
55. Там же.