

СЦЕНАРИИ АВАРИЙ НА ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ РЕАКТОРАХ С ГРАНУЛИРОВАННЫМ ТОПЛИВОМ

Матиас Энглерт, Фридерике Фрисс и М.В. Рамана

АННОТАЦИЯ

Защитники высокотемпературных реакторов с газовым охлаждением утверждают, что реакторы этого типа безопасны по своему существу, и что серьезные аварии с повреждением активной зоны и радиоактивными выбросами происходить не могут. В первую очередь этот аргумент базируется на особенностях безопасности специальной формы топлива. В данной статье исследуются некоторые из предположений, лежащих в основе характеристик безопасности высокотемпературных реакторов с газовым охлаждением, и отмечаются пути, которые могли бы привести к повреждениям топлива даже при нормальной эксплуатации реактора; эти повреждения создают запас радиоактивности, которая может быть выброшена при аварийной ситуации. Затем в статье рассматриваются сценарии серьезных аварий, представляющих наибольшую проблему для высокотемпературных реакторов с газовым охлаждением: попадание воздуха или воды в активную зону. Затем в статье предлагается обзор возможностей научиться на опыте эксплуатации высокотемпературных реакторов с газовым охлаждением, которые были построены; история их эксплуатации показывает разницу между реальной эксплуатацией и теоретическим поведением. И, наконец, в статье приводится описание некоторых из многочисленных приоритетов, которые зачастую управляют процессом проектирования реакторов, и того, как безопасность компрометируется при оптимизации других приоритетов.

Матиас Энглерт работает в Институте прикладной экологии, Дармштадт, Германия.

Фридерике Фрисс работает в группе ЯНУС Дармштадтского технологического университета, Дармштадт, Германия, и в Университете природных ресурсов и наук о живой природе, Вена, Австрия.

М.В. Рамана работает в Программе по науке и всеобщей безопасности, Принстонский университет, Принстон, штат Нью Джерси, США

Почтовый адрес для корреспонденций: M.V. Ramana, Program on Science and Global Security, Princeton University, 221 Nassau Street, Princeton, NJ 08544, USA.

Адрес электронной почты: ramana@princeton.edu

Статья получена 15 августа 2015 года и принята к публикации 12 декабря 2016 года.

ВВЕДЕНИЕ

Одной из сильных и привлекательных для потребителей сторон высокотемпературных реакторов с газовым охлаждением (ВТГР) является та, которую иногда называют безопасностью по своему существу¹. Например, группа, вовлеченная в разработку китайского ВТГР, декларирует: "*Особенности безопасности по своему существу* модульных электростанций с ВТГР гарантируют и требуют, чтобы *при всех мыслимых сценариях аварий* максимальные температуры топливных элементов никогда не превышали их проектные предельные температуры без использования любых предназначенных и специальных аварийных систем [например, систем охлаждения активной зоны или специальных систем отключения, и т.п.]. Это *гарантирует*, что аварии [например, похожие на расплавление активной зоны легководного реактора (ЛВР)] невозможны, так что неприемлемо большие выбросы радиоактивных продуктов деления в окружающую среду *никогда не произойдут*" (курсив добавлен авторами статьи)². Защитники ВТГР настолько уверены в их безопасности, что они предпочитают проектировать реактор без аварийной системы охлаждения и только с "вентилируемой защитной оболочкой низкого давления", которая позволяет направлять

в окружающую среду любые выбросы радиоактивных материалов при авариях, вместо того, чтобы применять обычную герметичную защитную оболочку, используемую в ЛВР³. Имеются также предложения размещать ВТГР без зоны противоаварийного планирования (ЗПП) за пределами границы площадки реактора, много меньшей окружности радиусом примерно в 10 миль (16 км), в настоящее время используемой на атомных электростанциях в США. Совсем недавно расположенная в США компания "Икс-Энерджи" заявила, что в ее высокотемпературном реакторе с гранулированным топливом и газовым охлаждением Хе-100 "топливо не может расплавиться при аварии, так что реактор можно будет безопасно располагать рядом с населенными пунктами"⁴. В таких заявлениях не говорится о том, что к выбросу радиоактивности могут приводить не только сценарии аварий с расплавлением активной зоны.

В этой статье представлены случаи, в которых сценарии серьезных аварий на ВТГР, выбрасывающих радиоактивность в окружающую среду, в самом деле оказываются возможными, причем особое внимание уделяется проектам реакторов с гранулированным топливом (РГТ), которые в настоящее время считаются предпочтительными для строительства. Поскольку конструкции ВТГР отличаются от конструкций ЛВР, они могут не подвергаться тем же самым сценариям аварий, которые происходили в ЛВР в Три Майл Айленд (Соединенные Штаты) в 1979 году, или в Фукусиме (Япония) в 2011 году. Точно так же, конструкции ВТГР отличаются от конструкции РБМК, на котором произошла авария в Чернобыле (Украина) в 1986 году. (Однако, здесь имеется аналогия в том, что в конструкциях как РБМК, так и ВТГР, для замедления нейтронов используется графит, и, как мы обсудим ниже, пожары графита также могут стать источником радиоактивных выбросов). В случае ЛВР основное опасение вызывает авария, включающая потерю охладителя, или утечку охладителя, за которыми последует расплавление топлива. Напротив, двумя главными последовательностями аварий, существенных для ВТГР, являются попадания воздуха или воды в активную зону реактора. При некоторых обстоятельствах оба варианта могут привести к дозам радиации, получаемым близлежащим населением. Поэтому, хотя отсутствие опасности расплавления топлива в ВТГР технически правильно, это не делает ВТГР безопасным по своему существу⁵.

Даже во всем остальном, имеются серьезные основания для того, чтобы поставить под сомнение любое решение размещения ВТГР без надежной герметичной защитной оболочки, или со значительно сокращенной ЗПП. Защитные оболочки представляют собой проверенную и испытанную меру пассивной безопасности. Именно герметичная защитная оболочка ядерного реактора Три Майл Айленд-2 не позволила большей части радиоактивных продуктов деления, выброшенных во время расплавления активной зоны в марте 1979 года, попасть в окружающую сельскую местность. Аналогично, ЗПП служит независимым источником уменьшения потенциального воздействия на общественное здоровье в случае аварии. Авария в Фукусиме и эвакуация населения в районе, окружающем реактор, "продемонстрировала, что даже зона радиусом в 10 миль недостаточна в случае серьезной аварии на реакторе обычных размеров... [и] Уровни радиации, достаточно высокие для начала эвакуации, были обнаружены на расстоянии по крайней мере в 20 миль, а те, которые достаточно высоки для начала долговременного переселения, были обнаружены более, чем за 30 миль от площадки в Фукусиме"⁶. Из этого следует, что, если, и когда будут строиться ВТГР, их следует развертывать с такими мерами безопасности, как герметичные защитные оболочки и ЗПП большего размера.

Озабоченность безопасностью, связанная с попаданием воздуха возникает от использования графита (углерода) в качестве замедлителя в реакторе, и потенциала графита реагировать с воздухом, попавшем в реактор; комбинация воздуха и горячего графита может привести к множеству химических реакций и физических эффектов, приводящих к деградации топлива и возможным выбросам радиоактивности.

Попадание воды может привести к химическим реакциям воды и графита. Но это не самое серьезное опасение. Во всех ВТГР замедление не будет полным и поэтому попадание воды также приводит к увеличению реактивности системы из-за дополнительного замедляющего нейтроны влияния воды. Обе эти последовательности сценариев были предметом всесторонних исследований⁷. Несмотря на большой объем проведенных работ, все еще остаются без ответа существенные вопросы по безопасности РГТ, особенно в свете опыта, полученного на построенных до сих пор ВТГР.

Эта статья начинается с краткого описания конструкций ВТГР и роли, которую играет конструкция топлива в аспекте безопасности. За ним следует обсуждение двух наиболее важных сценариев аварий, попаданий воздуха и воды. Далее в статье обсуждаются неопределенности в понимании явлений, которые возникают во время серьезных аварий, и множество приоритетов, которые управляют конструкцией реактора. Она заканчивается кратким обсуждением последствий этих возможностей аварий.

Краткое описание конструкций ВТГР

Высокотемпературные реакторы с газовым охлаждением, как и предполагает их название, работают при высоких температурах охладителя (около 800 °С по сравнению примерно с 300 °С в случае ЛВР), и используют газ, обычно гелий, для передачи тепла, генерируемого в их активных зонах. В этих реакторах топливо окружено двумя слоями пиролитического углерода и одиночным слоем карбида углерода, образующими частицу топлива с приблизительным диаметром в 1 миллиметр⁸. Предполагается, что эти несколько слоев удерживают радиоактивные материалы, образующиеся при делении ядер топлива. Эти частицы топлива и окружающие их слои называют триструктурно-изотропным топливом (ТРИЗО; смотрите рисунок 1). Как обсуждается ниже, использование топлива ТРИЗО считается важной особенностью безопасности реакторов ВТГР.

Два типа реакторов ВТГР, построенных до сих пор, отличаются в том, как топливо ТРИЗО располагается в реакторе. В призматическом реакторе частицы топлива ТРИЗО помещаются в призматических стержнях, которые вставляются в большую графитовую конструкцию. В реакторах с гранулированным топливом приблизительно 11 000 таких частиц топлива ТРИЗО заделываются в каждую графитовую сферу (гранулу), диаметр которой примерно равен 6 сантиметрам⁹. Эти гранулы непрерывно и постоянно перемещаются вниз по активной зоне. В любой данный момент активная зона реактора содержит тысячи таких гранул. Непрерывная замена топлива рассматривается как преимущество, поскольку реактор не должен будет периодически выключаться для замены топлива. Тем не менее, когда вопрос касается безопасности, топливо, которое перемещается во время эксплуатации, неминуемо приводит к неопределенности в отношении точного состава активной зоны и расположения топлива.

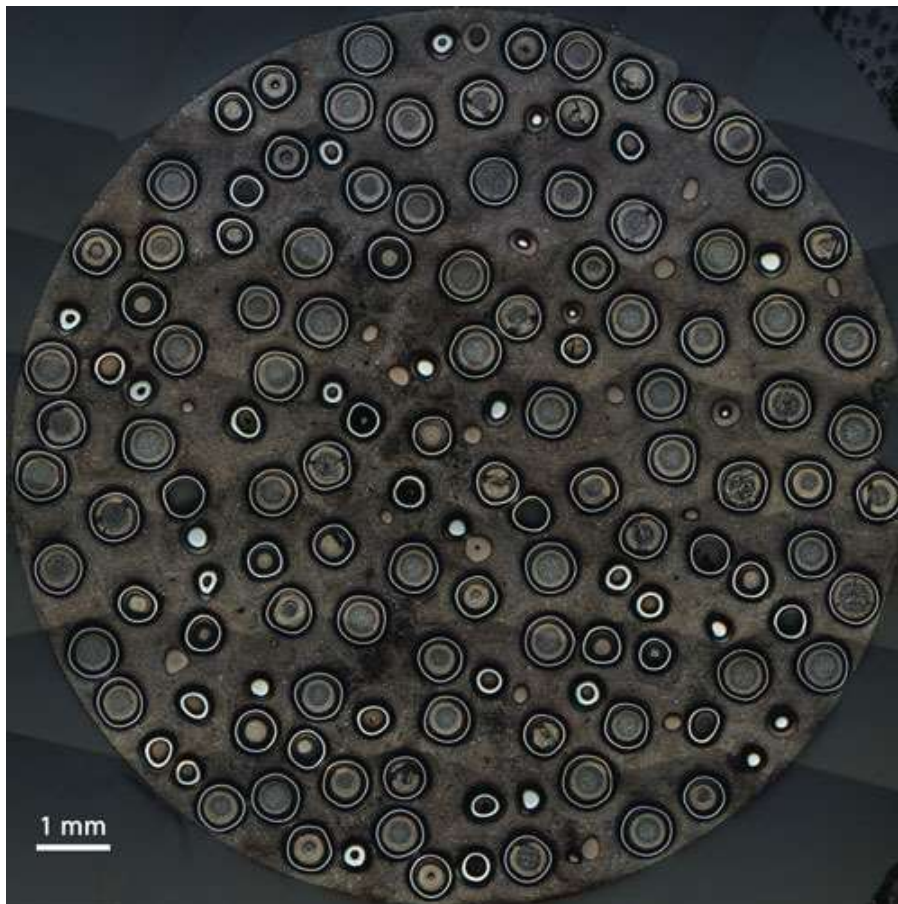


Рисунок 1. Поперечное сечение таблетки топлива, содержащей частицы ТРИЗО в масштабе порядка 10 мм¹⁰.

Безопасность ВТГР усиливается благодаря другим особенностям конструкции, таким, как меньший уровень мощности и плотность мощности, количество расщепляющегося материала в каждой грануле (в

ранних конструкциях использовалось до 11 г урана в грануле, но эта величина была уменьшена до 7 г)¹¹, и большим отношением высоты корпуса реактора, удерживающего гранулы, к его диаметру, что приводит к большому отношению площади поверхности к объему активной зоны. Такие меры позволяют применить пассивное охлаждение конвекцией и излучением.

Топливо ТРИЗО

Форма топлива – это существенный элемент в вопросе безопасности ВТГР. Как два сотрудника южно-африканской ядерной регулятивной организации обсуждали ее в случае модульного реактора с гранулированным топливом, который они должны были рассмотреть, "философия обеспечения безопасности... базируется на предположении, что топливо адекватно сохраняет свою целостность для удержания радиоактивных продуктов деления при нормальной эксплуатации и в условиях проектной базовой аварии, позволяя посредством этого гарантировать радиологическую безопасность"¹². Или, как это отмечается рабочей группой, созданной Комиссией по ядерному регулированию США, "Частицы топлива с покрытием ТРИЗО предназначены для того, чтобы оставаться неповрежденными и эффективно предохранять и удерживать продукты деления как во время нормальной эксплуатации, так и в течение гипотетических аварий"¹³. Таким образом, утверждается, что если топливо остается целостным даже во время базовой проектируемой аварии, то радиологические запасы будут безопасно удерживаться внутри частиц топлива и графитовой матрицы гранул. Это приводит к относительно низкому пределу для источника радиоактивных выбросов и, следовательно, низкому или приемлемому воздействию на окружающую среду, которое находится в пределах, допускаемых регулятивным органом.

Обычно при оценках безопасности ВТГР предполагается, что предельная температура целостности топлива равна 1600 °C¹⁴. Выше этой температуры "максимальные выбросы продуктов деления при аварии увеличиваются"¹⁵. Поэтому оценки безопасности будут считаться удовлетворительными, если максимальная температура, достижимая в сценарии аварии, не будет превышать 1600 °C; например, проведенное исследование возможности достижения повторной критичности после гипотетических аварий пришло к выводу, что исследованная конструкция высокотемпературного реактора проявила потенциал безопасности по своему существу, поскольку максимальная температура, достигнутая в конкретном сценарии, представляющемся авторам как "экстремальная комбинация" гипотетических условий, достигла только 1536 °C¹⁶.

Предположение о твердом пределе в 1600 °C, ниже которого из гранул не будет выделяться никаких продуктов деления, вводит в заблуждение. Даже при нормальных условиях эксплуатации небольшая доля запасов продуктов деления в частицах топлива будет диффундировать через покрытия частиц и матрицу гранул. Эта диффузия усилится, если в покрытиях будут дефекты, чего нельзя будет полностью исключить при промышленном масштабе производства топливных гранул. Скорость диффузии радиоактивных изотопов через покрытие частицы и графитовую матрицу сильно зависит от температуры, так же, как и от конкретного радионуклида¹⁷. Например, даже при нормальных эксплуатационных условиях доля в выбросе серебра-110m в десять – пятнадцать раз больше соответствующей доли цезия-137¹⁸. Механизм такого переноса все еще не ясен¹⁹. Из-за этой диффузии даже стандартная эксплуатация РГТ приведет к более высокому выбросу в герметичный корпус некоторых нуклидов, в особенности серебра-110m и цезия-137, по сравнению с ЛВР²⁰. И серебро-110m, и цезий-137 являются гамма-излучателями, и их выброс из топливных гранул будет иметь последствия для эксплуатации, экономики, и, что ближе всего к данной статье, для безопасности.

Продукты деления, которые высвобождаются из топлива, такие, как стронций-90, могут прилипнуть к пыли, находящейся внутри реактора (рассматривается ниже), и образуют запасы, которые могут быть высвобождены при авариях с разгерметизацией. Количество продуктов деления, выделяющихся из гранул в течение сценария аварии, будет зависеть от периода эксплуатации реактора, в особенности, если некоторая часть его операций происходила при температуре, превышающей нормальную рабочую температуру (но не превышающую 1600 °C). Измерения, проведенные на Объединенном исследовательском реакторе (AVR) показали, что топливо повреждается даже при 1400 °C²¹.

Имеются также свидетельства множества других механизмов, которые могут вызвать повреждения частиц топлива. Например, целостность слоя карбида кремния может быть нарушена палладием, образующимся как продукт деления во время эксплуатации реактора²². Газообразные продукты деления, повышающие внутреннее давление, усадочная деформация под действием облучения, миграция частиц топ-

лива из-за градиента температуры в графите, химические взаимодействия между продуктами деления и слоями покрытия на топливе, или между графитовой матрицей и слоями покрытия, и деградация карбида кремния из-за высокой степени выгорания являются лишь несколькими из других механизмов, которые могут привести к повреждению частицы топлива, в особенности в условиях высокой степени выгорания²³. Зависимость повреждения частиц топлива от степени выгорания также понята не полностью²⁴. Повреждения частиц также могут появляться в авариях с попаданием воды или воздуха²⁵. И, наконец, заметное количество гранул повреждается или ломается при движении внутри активной зоны²⁶. На ториевом высокотемпературном реакторе было повреждено приблизительно 17 000 гранул²⁷, это число примечательно, если учесть, что реактор проработал менее трех лет.

В итоге, предел в 1600 °С, или даже более низкий предел температуры, является вводящим в заблуждение, и он переоценивает удерживающее поведение частицы. Будет ли выброшена радиоактивность во время аварии, и насколько много, будет зависеть от максимальной достигнутой температуры, продолжительности действия температуры, поведения топлива в условиях коррозии²⁸, истории облучения и повреждений частиц в процессе изготовления. Эти параметры можно предсказать заранее лишь в определенных пределах, и с большой неопределенностью по сравнению с желательной для определения безопасности ядерного реактора, в особенности, если разработчики надеются разместить реактор без герметичной защитной оболочки или ЗПП.

Попадание воды

Попадание воды, или появление воды в активной зоне ВТГР, является проблемой безопасности по двум базовым техническим характеристикам: (1) замедление нейтронов в ВТГР неполно, и (2) вода является лучшим замедлителем по сравнению с гелием²⁹. Когда вода попадает в активную зону реактора, его реактивность возрастает, что вызывает увеличение генерации мощности в активной зоне и повышение температуры, если только явления отрицательной обратной связи, в особенности то, как ведет себя активная зона при повышении температуры, не ограничат эти эффекты. Если скорость попадания воды достаточно велика, то "отрицательная обратная связь по температуре не сможет быстро скомпенсировать положительную реактивность"³⁰. Если это произойдет, то температура топливных элементов будет увеличиваться, что может привести к росту диффузии, или даже повреждению топлива, и к выходу продуктов деления в активную зону.

Параллельно попадание воды сможет также привести к химическим реакциям с горячими графитовыми элементами конструкции, в результате которых возникает горючий водяной газ, или смесь окиси углерода с водородом. Комбинация попадания пара и образование водяного газа может привести к большому повышению давления, что в свою очередь приведет к открытию предохранительного клапана и выбросу радиоактивных изотопов и взрывоопасного газа³¹.

Попадание воды в реактор – это не просто теоретическое опасение. В мае 1978 года около 30 тонн жидкой воды попало в активную зону реактора AVR. Ситуация ухудшилась из-за человеческой ошибки, потому что операторы не отнеслись к попаданию воды с достаточной серьезностью, продолжая эксплуатировать реактор на малой мощности в течение нескольких суток³². После попадания воды наблюдались повышенные уровни инертных газов "из-за взаимодействия между паром и дефектными частицами"³³.

Для любого заданного сценария аварии комбинация максимальной температуры, выше которой высока вероятность повреждения топлива, отрицательной обратной связи по температуре топлива (коэффициент реактивности) и типичной температуре эксплуатации устанавливает величину возрастания реактивности, которая может быть компенсирована через обратную связь по температуре топлива. Типичные сценарии, проанализированные конструкторами ВТГР, часто явно или неявно включают различные предположения, некоторые из которых могут оказаться неверными при анализе сценария наихудшего случая. Обычным предположением является то, что в активную зону реактора может попасть только ограниченное количество воды³⁵. Однако, можно представить сценарии, хотя и менее вероятные, в которых в активную зону попадает большое количество воды³⁶.

В качестве конкретного случая рассмотрим сценарий попадания воды в китайский реактор HTR-PM, рассмотренный учеными из Института технологии ядерной и новой энергии Университета Синьхуа³⁷. Их вычисления показали, что из-за того, что их оценка коэффициента обратной связи по температуре топлива примерно равна $-4,36 \cdot 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$, максимальное увеличение реактивности, которое может быть скомпенсировано через отрицательный температурный коэффициент без превышения температуры топлива над выбранным ими предела безопасности в 1620 °С, составляет примерно 3%³⁸. Далее, их собственные вычис-

ления показывают, что если количество воды (пара) в первичном контуре охлаждения превысит примерно 12 тонн, то увеличение реактивности превысит 3%, а когда количество воды превысит 20 тонн, то реактивность составит выше 4% (смотрите рисунок 2). В статье не рассчитывалось, какой должна стать температура топлива в случае таких больших попаданий воды, но вместо этого было указано, что их самый "серьезный" сценарий соответствует попаданию всего лишь 2,5 тонн воды³⁹. Поэтому их оценки безопасности не включают некоторых очень серьезных сценариев аварий, которые могут иметь малую вероятность, но серьезные последствия. Поэтому их оценки могут не быть адекватным базисом для таких решений, как тип защитной оболочки или размеры ЗПП.

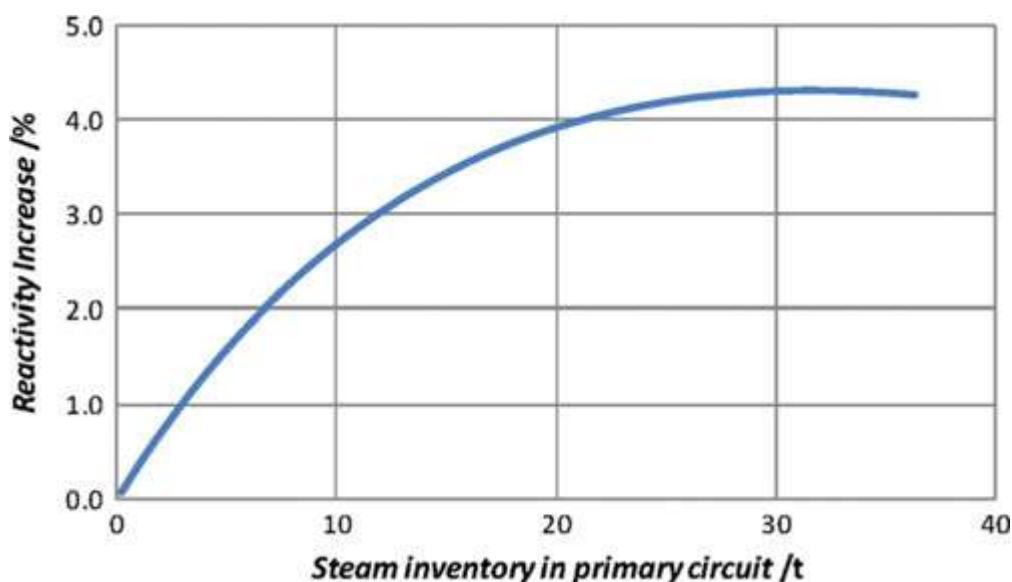


Рисунок 2. Увеличение реактивности в горячей активной зоне (по вертикальной оси, в процентах) в зависимости от попадания воды в первичный контур (по горизонтальной оси, количество пара в тоннах) (источник: Zheng Yanhua, Lei Shi, and Yan Wang, 2010)³⁴.

Попадание воздуха

Воздух может попасть в реактор, если в его защитной оболочке появится разрыв (или несколько разрывов). Попадание воздуха приведет к окислению графитового замедлителя и конструкций в резервуаре реактора, и, по мере развития аварии, также и к окислению топлива⁴⁰. Попадание воздуха увеличит температуру в реакторе из-за выделения энергии в процессе окисления. Рост температуры, и, следовательно, вероятности повреждения топлива, будет меняться в зависимости от положения в реакторе, и будет зависеть от скорости, с которой воздух входит в реактор; для достаточно больших скоростей попадания воздуха температура активной зоны может превышать 1600 °C⁴¹, даже в случае реактора с гранулированным топливом относительно малой мощности (200 МВт-тепл.), что приведет к обширному повреждению топлива⁴².

В отличие от реактора РБМК в Чернобыле, где горение графита началось только после некоторой задержки, в реакторах РГТ рабочие температуры выше, чем температура возгорания графита (от 600 до 700 °C)⁴³. В результате в случае обширного попадания воздуха горение графита может начаться немедленно. Далее, в ВТГР, так же, как и в других реакторах, будут находиться и другие горючие материалы, и возможно появление других таких пожаров; например, 3 октября 1987 года электростанция Форт Сент-Врен пострадала от "относительно серьезного пожара в турбинном зале" из-за горения масла, используемого в гидравлической системе, которое "повлияло на возможность присутствия персонала в зале управления"⁴⁴. Такие пожары могут повлиять на потенциал радиоактивных выбросов из-за увеличения температуры компонентов реактора.

В свою очередь, скорость, с которой воздух втекает в корпус реактора, и содержание доступного кислорода будут зависеть от многих особенностей конструкции реактора и специфических неисправностей, которые привели к аварии.

Поскольку попадание воздуха должно начинаться с разрыва, это создает готовый выход для любых радионуклидов в первичном контуре. Кроме того, теплота, образуемая в процессе окисления, приведет к появлению выталкивающих сил, которые предоставят движущую силу для выброса радионуклидов в атмосферу и их подъема до относительно больших высот. В целом, серьезная авария с попаданием воздуха может привести к выбросу значительных количеств радионуклидов, хотя оценить потенциальную мощность источника будет довольно трудно.

Опыт эксплуатации ВТГР

Под названием анализа безопасности проекта реактора обычно подразумевают заявление о поведении гипотетического реактора, который до сих пор не был построен, базирующееся на теоретической конструкции. Довольно часто реальный построенный реактор ведет себя не так, как может быть предсказано теоретически, и поэтому изучение опыта эксплуатации уже построенных ВТГР позволяет ознакомиться с потенциальными проблемами безопасности конструкций этих реакторов.

Во всех четырех коммерческих ВТГР, построенных в Германии и Соединенных Штатах, также как в опытных реакторах, построенных в Великобритании, Японии и Китае, проявились различия между теоретическими ожиданиями от реакторов, работающих гладко и безошибочно, и реальным эксплуатационным опытом⁴⁵. На всех этих действующих ВТГР наблюдались разнообразные небольшие повреждения и незапланированные события, включая попадание воды или масла, и повреждения топлива (смотрите таблицу 1).

Накопление графитовой пыли в контуре охладителя наблюдалось во всех этих реакторах. Обычно пыль была загрязнена продуктами деления. В случае относительно маломощного (15 МВт-эл.) прототипа AVR общее количество пыли оценивалось между 46 килограммами и 200 килограммами с уровнями активности от 2 до 96 ГБк/кг цезия-137 и от 19 до 363 ГБк/кг стронция-90⁴⁶, что было представлено тремя связанным с реактором учеными как "перманентный и практически неисчерпаемый источник серьезного заражения"⁴⁷. Это является угрозой для безопасности, поскольку продукты деления могут попасть в атмосферу в случае аварии с выбросом охладителя.

Таблица 1. Высокотемпературные реакторы с газовым охлаждением, подключенные к сети (источник: Рамана, 2016)⁴⁸.

Реактор	Мощность (МВт-эл.)	Начало работы	Конец работы	Фактор загрузки	Возникшие проблемы (выборка)
Пич Боттом	40	01.06.1967	01.11.1974	56,9%*	Повреждение топлива, попадание масла, повреждение монитора влажности, графитовая пыль в контуре охладителя
AVR	15	19.05.1969	31.12.1988	62%	Повреждение топлива, попадание воды, попадание масла, графитовая пыль в контуре охладителя
Форт Сент-Врен	330	01.07.1969	29.08.1989	15,2%	Утечки гелия, попадание влаги, повреждения систем обнаружения влажности, повреждения топлива, невозможность вставить управляющие стержни при сигнале быстрой остановки реактора
Ториевый ВТР	300	01.06.1987	29.09.1988	41,3%	Графитовая пыль, расколы гранул

* Примечание: Рассчитано МАГАТЭ только для двух последних лет.

Неопределенности и ограничения анализов безопасности

Существуют несколько неопределенностей, относящихся к ВТГР и его эксплуатации, которые, в свою очередь, влияют на надежность оценок безопасности. Ниже мы перечислим некоторые из главных проблем.

Первая проблема касается поведения топлива. Предсказание или моделирование потока гранул через активную зону исторически были ненадежными, что приводило к появлению локальных зон с повышенной температурой. Моделирование является в особенности трудным, поскольку стандартные приборы для активных зон не могут быть использованы в модульных реакторах с гранулированным топливом для измерения таких параметров, как распределение температуры и распределение мощности в гранулах во время эксплуатации реактора, в свою очередь из-за того, что такие приборы не могут быть установлены на

месте из-за потока гранул. Такие параметры могут быть оценены позже посредством проверки с помощью специальных измерительных приборов, которые проходят через реактор и возвращаются после их выхода (например, после расплавления проволоки). Еще одна проблема связана с тем, что окружающая среда весьма коррозионная, что приводит к повреждению приборов, и сильно радиоактивная, так что замена приборов будет очень сложной. Например, в немецком реакторе AVR было позднее обнаружено, что максимальная температура в горячих точках реактора была намного выше, чем ожидали конструкторы, на 200 °C или даже больше⁴⁹.

Вторая область неопределенности – это параметры источника выброса. В случае попадания воздуха или воды параметры источника радиоактивного выброса включают продукты деления, которые осаждаются на металлических поверхностях, в основном в углах труб, или те, которые прикрепились к графитовой пыли. Эти частицы могут быть смыты или сдуть паром, и снова стать подвижными. Если реактор проработал много лет до аварии, то параметры источника выброса могут быть значительно большими, чем те, которые были оценены теоретических вычислениях⁵⁰. Понимание феномена образования графитовой пыли все еще ограничено, и поведение графитовой пыли добавляется к неопределенностям анализа параметров источника выброса,

Третья область неопределенности – это поведение охлаждающего газа. Численное моделирование потока газообразного гелия в реакторе очень сложно, и динамика потока в облаке гранул, так же как и в первичном контуре в целом с трудом поддается моделированию⁵¹. Кроме того, мониторинг температуры в суровой экстремально горячей и коррозионной среде в реакторе исключительно труден. Посредством разных процессов измерения, упоминаемых ранее (применение расплавляемых проволок), можно получить данные по температуре охлаждающего газа, но получаемые таким образом цифры представляют только пиковые значения температуры в среднем положении в активной зоне, и с их помощью можно получить только неполный набор данных.

И, наконец, существуют неопределенности, связанные с действием операторов во время проблем безопасности и чрезвычайных обстоятельств. Такая проблема возникла на немецком реакторе AVR в мае 1978 года, когда операторы предприняли действия, противоречащие требованиям по безопасности при попадании воды в реактор⁵².

Конфликты с экономическими приоритетами

Имеется отдельная проблема с многими последствиями для безопасности новых конструкций реакторов: приоритеты конкуренции, которые определяют проектные варианты. Обсуждение возможного использования вентилируемой защитной конструкции, с которого мы начали эту статью, служит иллюстрацией этого феномена. Главной причиной рассмотрения такой вентилируемой защитной оболочки является экономия средств. Точно так же, выбор активных зон с неполным замедлением, который делает конструкцию ВТГР восприимчивой к авариям из-за попадания воды, так же руководствуется экономикой⁵³. В таких активных зонах будет меньше графита в реакторе, чем это необходимо для оптимального нейтронного баланса, для того, чтобы избежать необходимости в большом герметичном корпусе, который будет дорогим. Проектный выбор между паровой и газовой турбинами так же частично обусловлен экономическими соображениями. Газовые турбины более сложны и дороги, но риск попадания воды резко сокращается.

Поскольку целостность топливных гранул зависит от температуры, более низкая температура во время нормальной эксплуатации увеличивает запас безопасности для разрушения топлива. С другой стороны, более высокая рабочая температура позволяет разработчикам рекламировать свой реактор для применения в промышленности, которая требует тепла при высокой температуре, например, для перевода угля в жидкое состояние или для каталитической диссоциации воды. И снова экономика толкает разработчиков к применению более высоких рабочих температур, выбора, который осложняется трудностью оценки температурного профиля в активной зоне. Эти экономические стимулы для менее безопасных конструкций становятся более важными, поскольку во многих странах атомная энергетика уже сдает свои позиции на рынке электроэнергии⁵⁴.

ВЫВОДЫ

Заявления о безопасности ВТГР по своему существу составляют сильный компонент аргумента в пользу строительства ВТГР его защитниками. Однако, как мы обсудили выше, эти заявления либо неадекватно учитывают риски, связанные с авариями из-за попадания воздуха и воды, либо базируются на оспа-

риваемых предположениях, включая предположения о целостности топлива вплоть до температуры 1600 °С. Все еще имеется значительная неопределенность в отношении поведения ВТГР в аварийных ситуациях. Кроме того, как показывает опыт эксплуатации уже построенных ВТГР, операции на завершенных реакторах страдали от разнообразных повреждений и происшествий, которые не рассматривались в теоретических проектах. И, наконец, конструкции реакторов формируются под действием многочисленных приоритетов, а трудные экономические вызовы, стоящие перед атомной энергетикой, могут привести к проектным выборам, ухудшающим безопасность.

БЛАГОДАРНОСТИ

Мы благодарны Райнеру Моорманну и Стиву Томасу за обсуждения и отзывы по ранним версиям этой статьи, и рецензенту журнала за полезные предложения для ее улучшения.

ПРИМЕЧАНИЯ И ССЫЛКИ

1. G.H. Lohnert, "The Consequences of Water Ingress into the Primary Circuit of an HTR- Module - From Design Basis Accident to Hypothetical Postulates," *Nuclear Engineering and Design* 134, 2-3 (1992): 159-76; Tom Ferreira, "South Africa's Nuclear Model" *IAEA Bulletin*, June 2004; Zuoyi Zhang, Yujie Dong, and Winfred Scherer, "Assessments of Water Ingress in a High-Temperature Gas-Cooled Reactor," *Nuclear Technology* 149 (2005): 25364; Yanhua Zheng, Lei Shi, and Yan Wang, "Water-Ingress Analysis for the 200 MWe Pebble-Bed Modular High Temperature Gas-Cooled Reactor," *Nuclear Engineering and Design* 240(2010):3095-3107.
2. Zhang, Dong, and Scherer, "Assessments of Water Ingress in a High-Temperature Gas-Cooled Reactor." (ссылка 1)
3. Yujie Dong, "Status of Development and Deployment Scheme of HTR-PM in the People's Republic of China" (Interregional Workshop on Advanced Nuclear Reactor Technology for Near Term Deployment, Vienna, Austria, 4 July 2011), www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/Technology/meetings/2011-Jul-4-8-ANRT-WS/5_CHINA_HTR-PM_TsinghuaU_Dong.pdf.
4. X-energy, "Innovation on a Proven Foundation," *Nuclear Energy. Reimagined*. 2016, <http://www.x-energy.com/>.
5. В общем случае, есть хорошие причины для того, чтобы избегать термина безопасности по своему существу для любой конструкции реактора без ограничений. В 1987 году Международное агентство по атомной энергии инициировало усилия по тщательному определению терминов безопасности пор отношению к атомным электростанциям, и в 1988 году было проведено совещание технического комитета. В итоговом отчете комитета утверждается: "Потенциальная неотъемлемая опасность на атомной электростанции включает радиоактивные продукты деления и связанную с ними теплоту распада, избыточную реактивность и связанный с ней потенциал выбросов мощности, и высвобождения энергии из-за высоких температур, высоких давлений и энергетических химических реакций. Для того, чтобы сделать атомную электростанцию безопасной по своему существу, необходимо исключить все эти опасности. Для практических размеров атомных электростанций это представляется невозможным. Поэтому следует избегать безоговорочного использования термина "безопасная по своему существу" для атомной электростанции в целом, или для ее реактора". Смотрите "Safety Related Terms for Advanced Nuclear Plants," IAEA-TECDOC-626, Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency, 1991, 9; and Anders Martensson, "Inherently Safe Reactors," *Energy Policy* 20 (1992): 660-71, 667. Несмотря на это предупреждение, многие продолжают называть различные конструкции реакторов как безопасные по своему существу.
6. Edwin Lyman, "Small Isn't Always Beautiful: Safety, Security, and Cost Concerns about Small Modular Reactors" (Cambridge, USA: Union of Concerned Scientists, September 2013), 16.
7. J. Wolters et al., "The Significance of Water Ingress Accidents in Small HTRs," *Nuclear Engineering and Design* 109 (1988): 289-94; W. Kroger, J. Mertens, and J. Wolters, "Basic Risk Analyses for High-Temperature Reactors," *Nuclear Engineering and Design* 121 (July 2, 1990): 299-309, doi:10.1016/0029-5493(90)90115-E; Lohnert, "The Consequences of Water Ingress into the Primary Circuit of an HTR-Module - From Design Basis Accident to Hypothetical Postulates" (ссылка 1); Zheng, Shi, and Wang, "Water-Ingress Analysis for the 200 MWe Pebble-Bed Modular High Temperature Gas-Cooled Reactor." (ссылка 1)

8. R. N. Morris et al., "TRISO-Coated Particle Fuel Phenomenon Identification and Ranking Tables (PIRTs) for Fission Product Transport Due to Manufacturing, Operations, and Accidents" (Washington, D. C.: Nuclear Regulatory Commission, July 2004), 1-1, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr6844/v1/>.
9. T. Kindt and H. Haque, "Recriticality of the HTR-Module Power Reactor after Hypothetical Accidents," *Nuclear Engineering and Design* 137, 1 (September 1992): 107, doi:10.1016/0029-5493(92)90055-Z.
10. Wikimedia Commons, Cross-section of TRISO fuel pellet.jpg; https://commons.wikimedia.org/wiki/File:Cross-section_of_TRISO_fuel_pellet.jpg
11. Эти цифры относятся к содержанию низко обогатенного урана.
12. G.A. Clapisson and A. Mysen, "The First Stage of Licensing of PBMR in South Africa and Safety Issues," in *Advanced Nuclear Reactor Safety Issues and Research Needs* (Paris: Organisation for Economic Co-operation and Development, 2002), <http://www.oecd-ilibrary.org/content/book/9789264194441-en>.
13. Morris et al., "TRISO-Coated Particle Fuel Phenomenon Identification and Ranking Tables (PIRTs) for Fission Product Transport Due to Manufacturing, Operations, and Accidents," 1-1. (ссылка 8)
14. Zhang, Dong, and Scherer, "Assessments of Water Ingress in a High-Temperature Gas-Cooled Reactor" (ссылка 1); Enrico Zio, Francesco Di Maio, and Jiejuan Tong, "Safety Margins Confidence Estimation for a Passive Residual Heat Removal System," *Reliability Engineering & System Safety* 95 (August 2010): 828-36, doi:10.1016/j.ress.2010.03.006.
15. Morris et al., "TRISO-Coated Particle Fuel Phenomenon Identification and Ranking Tables (PIRTs) for Fission Product Transport Due to Manufacturing, Operations, and Accidents," 1-8 (ссылка 8).
16. Kindt and Haque, "Recriticality of the HTR-Module Power Reactor after Hypothetical Accidents." (ссылка 9)
17. Kazuo Minato et al., "Fission Product Release Behavior of Individual Coated Fuel Particles for High-Temperature Gas-Cooled Reactors," *Nuclear Technology* 131 (2000): 36-47; J. J. van der Merwe and I. Clifford, "Development and Application of the PBMR Fission Product Release Calculation Model," *Nuclear Engineering and Design*, HTR-2006: 3rd International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology, 238 (November 2008): 30923101, doi:10.1016/j.nucengdes.2008.02.008.
18. Minato et al., "Fission Product Release Behavior of Individual Coated Fuel Particles for High-Temperature Gas-Cooled Reactors." (ссылка 17)
19. Kim, Bong Goo, Sunghwan Yeo, Young Woo Lee, and Moon Sung Cho, "Comparison of Diffusion Coefficients and Activation Energies for Ag Diffusion in Silicon Carbide," *Nuclear Engineering and Technology* 47 (August 2015): 608-16. doi:10.1016/j.net.2015.05.004.
20. Rainer Moormann, "A Safety Re-Evaluation of the AVR Pebble Bed Reactor Operation and Its Consequences for Future HTR Concepts" (Jülich, Germany: Berichte des Forschungszentrums, 2008).
21. Rainer Moormann, "Phenomenology of Graphite Burning in Air Ingress Accidents of HTRs," *Science and Technology of Nuclear Installations* 2011 (2011): 8, doi:10.1155/2011/589747.
22. M. Gentile, P. Xiao, and T. Abram, "Palladium Interaction with Silicon Carbide," *Journal of Nuclear Materials* 462 (July 2015): 100-107, doi:10.1016/j.jnucmat.2015.03.013; Kazuo Minato et al., "Fission Product Palladium-Silicon Carbide Interaction in HTGR Fuel Particles," *Journal of Nuclear Materials* 172 (1990): 184-96, doi:10.1016/0022-3115(90)90437-R.
23. Morris et al., "TRISO-Coated Particle Fuel Phenomenon Identification and Ranking Tables (PIRTs) for Fission Product Transport Due to Manufacturing, Operations, and Accidents" 2-91 (ссылка 8); Daniel Freis, "Storfallsimulationen und Nachbestrahlungsuntersuchungen an kugelförmigen Brennelementen für Hochtemperaturreaktoren" (Ph. D. dissertation, Aachen University, 2010), <http://publications.rwth-aachen.de/record/63102/files/3307.pdf>.
24. Moormann, "Phenomenology of Graphite Burning in Air Ingress Accidents of HTRs," 8 (ссылка 20).
25. Morris et al., "TRISO-Coated Particle Fuel Phenomenon Identification and Ranking Tables (PIRTs) for Fission Product Transport Due to Manufacturing, Operations, and Accidents," 2-91, 2-95 (ссылка 8).
26. Изображение поврежденной гранулы показано на слайде 5 презентации Rainer Moormann, "Die NRW-Kugelhaufenreaktoren und ihre Hinterlassenschaften: Anmerkungen zu einer Problemtechnologie (The Pebble-Bed Reactors in North Rhine-Westphalia and their Legacy: Notes on a Problematic Technology)," Evangelische Gemeinde Nettetal-Lobberich - Cafe Vielfalt (Protestant Church of Nettetal-Lobberich - Cafe Vielfalt), Internationaler Versöhnungsbund (International Fellowship of Reconciliation), 29 July 2012, <https://www.versoehnungsbund.de/sites/default/files/artikel/380/MoormannVortragLobberich1.pdf>
27. "Pebble Bed Reactor Technology Readiness Study" (Areva, 2010), <https://art.inl.gov/NGNP/NEAC%202010/Pebble%20Bed%20Reactor%20Technology%20Readiness%20Study%20>

[%20AREVA.pdf](#)

28. Несколько продуктов деления, выделившихся при эксплуатации реактора, могут привести к коррозии одного, или более, внешних слоев карбида.
29. J. Szabo et al., "Nuclear Safety Implications of Water Ingress Accidents in HTGRs," in *Transactions of the Nuclear Society of Israel* (Nuclear Society of Israel, 1987), IV - 13- IV-16.
30. Zhang, Dong, and Scherer, "Assessments of Water Ingress in a High-Temperature Gas-Cooled Reactor," 257 (ссылка 1).
31. Wolters et al., "The Significance of Water Ingress Accidents in Small HTRs" (ссылка 7); Zhang, Dong, and Scherer, "Assessments of Water Ingress in a High-Temperature Gas-Cooled Reactor." (ссылка 1)
32. Moormann, "A Safety Re-Evaluation of the AVR Pebble Bed Reactor Operation and Its Consequences for Future HTR Concepts," 29 (ссылка 21). Попадание воды явилось результатом утечки в парогенераторе прямо над активной зоной реактора.
33. Rainer Moormann, "Fission Product Transport and Source Terms in HTRs: Experience from AVR Pebble Bed Reactor," *Science and Technology of Nuclear Installations* 2008 (2008): 12,doi:[10.1155/2008/597491](https://doi.org/10.1155/2008/597491).
34. Там же, 3100.
35. Zhang, Dong, and Scherer, "Assessments of Water Ingress in a High-Temperature Gas-Cooled Reactor" (ссылка 1); Lohnert, "The Consequences of Water Ingress into the Primary Circuit of an HTR-Module - From Design Basis Accident to Hypothetical Postulates." (ссылка 1)
36. Аналогично, они предполагают, что различные компоненты реактора работают так, как заложено в проекте – например, предохранительные клапаны. Смотрите Zhang, Dong, and Scherer, "Assessments of Water Ingress in a High-Temperature Gas-Cooled Reactor," 262 (ссылка 1).
37. Zheng, Shi, and Wang, "Water-Ingress Analysis for the 200MWe Pebble-Bed Modular High Temperature Gas-Cooled Reactor." (ссылка 1)
38. Там же, 3100.
39. Там же, 3104.
40. IAEA, "Accident Analysis for Nuclear Power Plants with Modular High Temperature Gas Cooled Reactors" (Vienna: International Atomic Energy Agency, 2008); Moormann, "Phenomenology of Graphite Burning in Air Ingress Accidents of HTRs." (ссылка 20)
41. Tieliang Zhai, "LOCA and Air Ingress Accident Analysis of a Pebble Bed Reactor" (Masters Dissertation, Massachusetts Institute of Technology, 2003).
42. Moormann, "Phenomenology of Graphite Burning in Air Ingress Accidents of HTRs." (ссылка 20)
43. Там же.
44. S. P. Nowlen, M. Kazarians, and F. Wyant, "Risk Methods Insights Gained From Fire Incidents," NUREG/CR-6738 & SAND2001-1676P (Washington, D.C.: Division of Risk Analysis and Applications, Office of Nuclear Regulatory Research, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2001), A14-12.
45. M. V. Ramana, "The Checkered Operational History of High Temperature Gas Cooled Reactors" *Bulletin of the Atomic Scientists* 72 (2016): 171-79, doi:[10.1080/00963402.2016.1170395](https://doi.org/10.1080/00963402.2016.1170395); J. M. Beck, C. B. Garcia, and L. F. Pincock, "High Temperature Gas-Cooled Reactors Lessons Learned Applicable to the Next Generation Nuclear Plant" (Idaho Falls, Idaho, USA: Idaho National Laboratory, September 2010), <http://www.osti.gov/scitech/biblio/1023461>.
46. Barbel Schlogl, "Graphite Dust in AVR" (Introduction Meeting on the Planned PSI Research Project on HTR graphite dust issues, Paul Scherer Institute, Villingen, Switzerland, 26 November 2009), <http://sacre.web.psi.ch/HTR/Part-Pres/Graphite%20Dust%20in%20AVR%20-%20PSI.pdf>.
47. E. Wahlen, J. Wahl, and P.Pohl, "Status of the AVR Decommissioning Project With Special Regard to the Inspection of the Core Cavity for Residual Fuel," in *WM '00 Conference* (Tucson, AZ: Waste Management Symposia, 2000).
48. "The Checkered Operational History of High Temperature Gas Cooled Reactors," *Bulletin of the Atomic Scientists* 72 (2016): 171-79, doi:[10.1080/00963402.2016.1170395](https://doi.org/10.1080/00963402.2016.1170395) and references therein.
49. Moormann, "A Safety Re-Evaluation of the AVR Pebble Bed Reactor Operation and Its Consequences for Future HTR Concepts," 4 (ссылка 20).
50. В реакторе AVR, уровни активности в первичном контуре были примерно равны 100 ТБк по стронцию-90 и 10 ТБк по цезию-137.
51. Zheng Yanhua, Chen Fubing, and Shi Lei, "Analysis of Diffusion Process and Influence Factors in the Air Ingress Accident of the HTR-PM," *Nuclear Engineering and Design*,SI: HTR2012,271 (May 2014): 397-403, doi:[10.1016/j.nucengdes.2013.12.008](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2013.12.008); Yanhua Zheng and Marek M. Stempniewicz, "Investigation of NACOK

- Air Ingress Experiment Using Different System Analysis Codes,” *Nuclear Engineering and Design*, 5th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (HTR 2010), 251 (October 2012):423-32, doi:10.1016/j.nucengdes.2011.09.050; Afaque Shams et al., “Researchers Solve Big Mysteries of Pebble Bed Reactor,” *ATW Internationale Zeitschrift Fuer Kernenergie* 60 (2014): 161-63.
52. Christian Kueppers et al., “The experimental reactor AVR. Development, operation and accidents. Final report of the AVR expert group” (Freiburg, Germany : Oeko-Institut, (2014), <https://www.oeko.de/publikationen/p-details/der-versuchsreaktor-avr-entstehung-betrieb-und-stoerfaelle-langfassung/>)
 53. Szabo et al., “Nuclear Safety Implications of Water Ingress Accidents in HTGRs.” (ссылка 29)
 54. Mycle Schneider and Antony Froggatt, “The World Nuclear Industry Status Report 2016” (Paris: Mycle Schneider Consulting, 2016), <http://www.worldnuclearreport.org/The-World-Nuclear-Industry-Status-Report-2016-HTML.html>; M. V. Ramana, “The Frontiers of Energy: A Gradual Decline?,” *Nature Energy* 1 (2016): 7, doi:10.1038/nenergy.2015.20.