

ОПАСНОСТЬ ДЛЯ ЗДОРОВЬЯ НАСЕЛЕНИЯ В РЕЗУЛЬТАТЕ ЗАМЕНЫ УРАНОВОГО ТОПЛИВА В РЕАКТОРАХ С ВОДОЙ ПОД ДАВЛЕНИЕМ НА СМЕСЬ ОКСИДОВ УРАНА И ПЛУТОНИЯ

Эдвин С. Лайман

Министерство энергетики США (МЭ) предоставило контракт консорциуму Дюк, Коджема, Стоун-Вебстер (ДКС) для использования максимально 33 тонн избыточного оружейного плутония (ОП), чтобы облучать его в виде МОХ-топлива (смесь оксидов урана и плутония - Mixed-OXide) на четырех американских коммерческих реакторах с водой под давлением (РВД). В данной статье изучается возрастание опасности для населения от использования в подобных реакторах топлива на основе ОП и при этом обнаружено, что такая опасность превосходит значения, установленные недавно Комиссией по ядерному регулированию (КЯР). Поэтому у КЯР появятся технические основания для запрещения использования МОХ-топлива в этих реакторах, пока нельзя будет значительно снизить опасность, которую вызовут серьезные аварии на них.

МОХ-топливо заменит топливо из низкообогащенного урана (НОУ), применяемое сейчас в этих реакторах. Поскольку в активных зонах с МОХ-топливом содержится больше плутония и других актинидов, нежели в зонах с НОУ-топливом, в течение всего рабочего цикла, источник радиологических выбросов при серьезных авариях реактора окажется сильнее для РВД с МОХ-топливом. В этой статье рассчитываются радиологические последствия для населения при нарушениях в защитной оболочке реактора или в системе охлаждения для РВД с МОХ-топливом. Полученные данные сравниваются с результатами, полученными для таких же аварий на РВД с НОУ-топливом.

В статье найдено, что по сравнению с активной зоной из НОУ количество скрытых (латентных) заболеваний раком (СЗР) в результате аварий с расплавом активной зоны и последующим нарушением защитной оболочки вырастет на 39%, 81% или 113% для активной зоны, целиком загруженной МОХ-топливом с ОП, в зависимости от доли высвобожденных актинидов (0.3%, 1.5% или 6%). По планам ДКС, когда ОП пройдет водную очистку и только 40% активной зоны будет загружено МОХ-топливом с ОП, количество СЗР вырастет, соответственно, на 11%, 25% или 30%. Средняя опасность СЗР для населения в пределах 20 км от места серьезной аварии примерно удвоится для активной зоны, полностью заполненной МОХ-топливом с ОП, и вырастет на 26% для активной зоны, предлагаемой ДКС.

Эти результаты вызывают особую тревогу для ядерных электростанций Катавба и Макгуайр, входящих в консорциум ДКС, поскольку их защитные оболочки с ледовым конденсатором по данным Сандиевской национальной лаборатории, по крайней мере, на два порядка более уязвимы к повреждениям, чем оболочки других типов РВД.

Полученные в данной статье выводы применимы к предложению использовать МОХ-топливо с ОП в российских реакторах ВВЭР-1000, у которых стандарты на безопасность ниже, чем у американских реакторов.

Автор работает научным директором Института ядерного контроля в Вашингтоне (округ Колумбия).

ВВЕДЕНИЕ

Распоряжение плутонием

В январе 1997 г. Министерство энергетики США (МЭ) решило принять политику "двух вариантов" для распоряжения примерно пятьюдесятью тоннами плутония, произведенными для оружейных программ и заявленными избыточными для военных нужд. Два варианта от-

носятся к различным подходам для преобразования выделенного плутония в растворимую и высоко радиоактивную форму, из которой его труднее вернуть для создания оружия.

При одном подходе (его называют связыванием путем "консервирования") плутоний будет внедряться в химические устойчивые керамические диски, которые в свою очередь будут помещены в канистры, где находятся остеклованные радиоактивные отходы с высокой интенсивностью, на установке по обработке оборонных отходов (УООО) в Саванна Ривер (Южная Каролина). МЭ планирует применить такой подход к примерно 17 тоннам избыточного плутония, не очищенного от примесей. Соответствующая установка будет располагаться на площадке Саванна Ривер рядом с УООО.

При другом подходе плутоний используют для создания топливных сборок из смеси оксидов урана и плутония (МОХ), которые затем будут облучаться в ряде американских ядерных реакторов на легкой воде (ЛВР), полностью или частично заменяя топливо из оксида низкообогащенного урана (НОУ), используемое сейчас в реакторах. МЭ планирует применять этот подход для 25.6 тонн оружейного плутония (ОП).

Оба процесса рассматриваются большинством экспертов как сравнимые по своим способностям делать плутоний столь же недоступным, как и плутоний в коммерческом отработанном ядерном топливе, и поэтому удовлетворяющие "стандарту отработанного топлива", определенному Национальной академией наук США (НАН)¹. Впрочем, МЭ решило идти двумя путями по ряду причин, одна из которых связана с желанием иметь запасную стратегию на тот случай, если один из подходов не сработает.

В 1998 г. МЭ выпустило "Требования к предложениям" в поисках поставщиков, заинтересованных в организации производства МОХ-топлива и предоставлении услуг по его облучению. Из трех поступивших предложений два были быстро отвергнуты из-за того, что они не удовлетворяли основным требованиям. В марте 1999 г. МЭ подписало контракт с третьим участником – консорциумом, называемым Дюк, Кожема и Стоун-Вебстер (ДКС), куда входили американские энергетические компании Дюк Пауэр и Вирджиния Пауэр, французская национальная компания по топливному циклу Кожема, а также архитектурно-инженерная фирма Стоун и Вебстер²².

В соответствии с этим контрактом ДКС спроектирует и построит завод по производству МОХ-топлива на площадке Саванна Ривер, а также будет руководить его деятельностью. Затем МОХ-топливо будет облучено на шести реакторах с водой под давлением (РВД), расположенных на трех площадках – на атомной станции Норт Энн компании Вирджиния Пауэр (в сотне км от Вашингтона), а также на станциях Макгуайр и Катавба компании Дюк Пауэр (обе находятся на расстоянии около 30 км от центра г. Шарлотта в Северной Каролине). В январе 2000 г. МЭ подтвердило этот план в своем протоколе о решении относительно распоряжения избыточным плутонием и влияния этой акции на окружающую среду. Но в апреле 2000 г. компания Вирджиния Пауэрс вышла из консорциума, оставив для программы МОХ-топлива только четыре реактора.

Крупномасштабное использование МОХ-топлива станет новой практикой для американских ядерных предприятий. Хотя отдельные европейские страны начали применять МОХ-топливо в ЛВР в ограниченных масштабах, американские предприятия не последовали этому примеру. Это результат как американской политики нераспространения, принятой в конце 70-х годов (и подтвержденной администрацией Клинтона), которая привела к мораторию на переработку коммерческого отработанного топлива и повторное использование МОХ-топлива, так и плохой экономичности самого МОХ-топлива, которое в несколько раз дороже НОУ.

ВОЗДЕЙСТВИЕ ПРИМЕНЕНИЯ МОХ-ТОПЛИВА

¹ National Academy of Sciences, Committee on International Security and Arms Control, *Management and Disposition of Excess Plutonium* (Washington, DC: National Academy Press, 1994). Некоторые наблюдатели спрашивали, как предлагаемая форма размещения отходов способна противодействовать распространению. Другие замечали, что отработанное МОХ-топливо само по себе может не удовлетворять стандарту отработанного топлива. НАН в настоящее время занимается изучением этих вопросов. Похоже, что найдется вариант консервирования, четко соответствующий стандарту отработанного топлива.

² Компания Стоун и Вебстер заявила о банкротстве в мае 2000 г. Позднее ее приобрела группа Шоу.

НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ

Подходы, связанные со связыванием плутония или созданием МОХ-топлива и требующие крупномасштабного обращения с плутонием и его обработки, будут дорогими и создадут опасность для здоровья людей и для окружающей среды. Но, как представляется, такая опасность окажется небольшой по сравнению с тем, что возникало при производстве плутония.

Многие защитники контроля над вооружениями полагают, что затраты на распоряжение плутонием оправданы вторичными выгодами. Некоторые наблюдатели идут еще дальше и утверждают, что разница в затратах и риске между двумя вариантами распоряжения не являются важными обстоятельствами³, но этот взгляд не принимает во внимание финансовые и политические ограничения. Бюджеты времен холодной войны не стали доступными для деятельности по разоружению, а программа распоряжения плутонием находится под давлением требования о снижении затрат. Кроме того, многие группы защитников окружающей среды и просто жителей в тех районах, которые близки к местам подобной активности, возражают против работ по распоряжению плутонием до тех пор, пока они не будут приводить к незначительному воздействию на окружающую среду и здоровье населения.

Действительно, затраты и воздействие на здоровье населения были важными вопросами в процессе, который использовало МЭ для отбора программ МОХ-топлива и связывания плутония из большого числа предложенных поначалу возможностей по распоряжению плутонием. При принятии политики двух вариантов МЭ аргументировало, что не существует заметной разницы между вариантами МОХ-топлива и связывания с точки зрения упомянутых критериев. Но анализ этого вопроса, проведенный МЭ, оказался недостаточным.

Чтобы аккуратно сравнивать опасности от двух подходов к распоряжению плутонием, надо определить риск, связанный с модификацией существующих процессов, направленных на распоряжение плутонием. МОХ-подход включает в себя несколько этапов, каждый из которых может обладать значительным воздействием на окружающую среду и здоровье населения. Будет построен завод для производства МОХ-топлива и он начнет работать, а топливо будет перевозиться на реакторные площадки и загружаться в реакторы. Затем отработанное МОХ-топливо придется хранить на площадке, пока не станет доступным подземное хранилище.

С другой стороны, воздействие на окружающую среду при связывании плутония путем "консервирования" возникает в основном при работе на заводе по внедрению плутония в керамику. Такой завод во многом будет напоминать производство МОХ-топлива и приводить к аналогичному (если не меньшему) воздействию. Более того, процесс "консервирования" спроектирован и испытан для получения уверенности в том, что он не мешает безопасной работе УООО, причем предварительные результаты оказались вдохновляющими⁴. В процессе "консервирования" нет опасностей, связанных с перевозкой МОХ-топлива на реакторные площадки и с его облучением. Поэтому сравнительный анализ двух возможностей не будет полным без оценки опасностей при облучении МОХ-топлива.

³ Glenn T. Seaborg, "A Plutonium Warning From Its Discoverer," *Washington Post*, August 3, 1997.

⁴ В настоящее время наибольшую опасность для связывания плутония представляет само предприятие. Процесс, разработанный для повторной обработки и концентрации жидких отходов с высоким уровнем активности, был закрыт Министерством энергетики в 1998 г., так как он не мог решить проблему избыточной генерации бензола. Разработка заменяющей технологии скорее всего не приведет к значительной задержке и дополнительным расходам.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МОХ-ТОПЛИВА И ОПАСНОСТЬ ПРИ СЕРЬЕЗНОЙ АВАРИИ

Вероятностная оценка риска

Можно использовать средства вероятностной оценки риска (ВОР) для расчета опасности для населения при работе ядерных электростанций с МОХ-топливом на основе ОП. ВОР содержит три ступени⁵:

- 1) Идентификация и описание комбинаций событий, которые (если они наступят) могут привести к аварии (или к другому нежелательному событию);
- 2) Расчет вероятности возникновения каждой комбинации;
- 3) Оценка последствий, связанных с каждой комбинацией.

Полный риск затем определяется как произведение вероятностей и последствий при каждой комбинации с последующим суммированием по всем комбинациям.

Вероятностные оценки риска выполняются в три этапа. На первом уровне ВОР идентифицирует все последствия событий, которые могли бы привести к повреждениям активной зоны, и оценивает частоту повторения событий. Сумма частот этих событий дает частоту появления повреждения активной зоны – это средняя ежегодная вероятность того, что активная зона будет повреждена. На втором уровне ВОР оценивает надежность защитной оболочки реактора при каждой последовательности аварий, приводящих к повреждению активной зоны, и рассчитывает радиологический выброс для каждой последовательности, когда защита нарушается. На третьем уровне ВОР оценивает последствия (например, быструю смерть и скрытое заболевание раком среди населения) последовательности событий, приводящих к радиологическим выбросам, и затем комбинирует все элементы, чтобы получить меру полного риска для населения. Эти расчеты требуют учета состава радиологического выброса (от уровня 2), что в ряде случаев оказывается весьма неопределенным.

Вероятностные оценки риска включают в себя колоссальные и сложные расчеты, а их результаты содержат значительные неопределенности. Поэтому они более полезны для ранжирования относительной важности риска различных событий, чем для получения имеющих смысл абсолютных значений. В результате Комиссия по ядерному регулированию США (КЯР) задержалась с внедрением анализа на основе ВОР в свои рекомендации, хотя недавно она приняла политику увеличенного применения ВОР (см. ниже).

По требованию КЯР все ядерные электростанции США проводили расчеты первого и второго уровней для “внутренних событий” в рамках программы проверки отдельных станций (ПОС)⁶. Затем в рамках программы ПОС для внешних событий проводился анализ риска от землетрясений, торнадо или пожара. Хотя КЯР собирала и анализировала результаты ПОС, она не проводила их экспертной оценки или не подтверждала их правильность⁷. В действительности, поскольку методики и предположения сильно менялись от станции к станции, полные результаты оказывались несопоставимыми в ряде важных аспектов. В будущем придется подвергать ВОР, используемый для лицензирования, контролю на качество на основе стандартов экспертных оценок, которые сейчас разрабатываются.

На большинстве станций не закончены заслуживающие доверия оценки риска третьего уровня. Сама КЯР провела такие оценки, подтвержденные экспертами, для пяти американских ядерных станций и представила результаты в отчете NUREG-1150 в 1990 г.⁸

Будет совсем непросто провести ВОР для ЛВР с МОХ-топливом. Вообще говоря, замена НОУ-топлива на (ОП)МОХ повлияет как на вероятность появления аварийных ситуаций в реакторе, так и на последствия таких аварий, что потребует значительных изменений

⁵ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), Office of Public Affairs, *Probabilistic Risk Assessment*, Technical Issues Paper 12A (Washington, DC, 1999).

⁶ U.S. NRC, *Individual Plant Examination Program*, NUREG-1560 (Washington, DC, 1996).

⁷ Во введении к базе данных документа (6) заявляется, что информация в базе данных не была проверена и подтверждена.

⁸ U.S. NRC, *Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants*, NUREG-1150 (Washington, DC, 1990).

методики ВОР, основанной на НОУ-топливе. Трудность усиливается относительной нехваткой опыта использования (ОП) МОХ-топлива и отсутствием данных по многим техническим аспектам подобного применения.

Задачу можно упростить, если сосредоточиться на таких авариях реакторов, которые в глазах общественности являются основными источниками глобальной опасности. Сюда входят серьезные аварии, выходящие за конструктивные рамки, с обширными повреждениями активной зоны и дефектами (или прорывами) защитной оболочки (ЗО) реактора. Важную часть таких серьезных аварий составляют случаи, приводящие к крупным радиологическим выбросам еще до завершения эвакуации населения и увеличивающие вероятность быстрого воздействия на здоровье. Если бы применение МОХ-топлива приводило к увеличению последствий и/или вероятностей таких аварий, то полная опасность для населения возросла бы в аналогичной степени.

Наиболее трудной частью оценки оказывается расчет вероятностей серьезных аварий на станциях с МОХ-топливом. Для этого следует изменить программы, использованные на американских предприятиях и в КЯР для анализа аварий, и внести в них конкретные параметры для (ОП) МОХ-топлива⁹. Некоторые из этих параметров еще не определены даже для обычного МОХ-топлива, по которому существует значительно больше экспериментальных данных. Тем не менее, КЯР заявила, что применение смеси оксидов "не окажет сильное воздействие на возрастание аварий" и поэтому "похоже, что вероятность серьезных аварий не изменится"¹⁰. В соответствии с этой оценкой в данной статье предполагается, что вероятности серьезных аварий одинаковы для НОУ и МОХ.

Напротив, оценка последствий серьезных аварий на станциях с МОХ-топливом проста, особенно в предположении, что топливные стержни из НОУ и МОХ ведут себя одинаково при серьезных авариях¹¹. В этом случае доля радионуклидов, выброшенных из активной зоны в результате аварии, не изменяется в зависимости от типа топлива, так что разница в последствиях полностью обязана различному начальному составу радионуклидов.

В предположении, что вероятности серьезных аварий и доли выброшенных радионуклидов одни и те же для активных зон из НОУ и МОХ, оценки риска упрощаются. Результаты ВОР второго уровня для активной зоны из НОУ можно применить для МОХ-зоны с учетом соответствующего начального запаса радионуклидов. Такой подход использован нами.

Но существуют технические аспекты применения МОХ-топлива, способные повлиять на применимость высказанных выше двух предположений. Вопрос обсуждается в дальнейшем более подробно.

Воздействие МОХ-топлива на последствия аварий

В течение рабочего цикла активная зона из МОХ содержит больше трансуранов, чем НОУ-зона, включая плутоний-239 (Pu-239), америций-241 (Am-241) и кюрий-242 (Cm-242). Поскольку многие из этих радионуклидов являются долгоживущими альфа-излучателями с относительно высокой радиационной токсичностью при вдыхании или попадании в желудок, даже небольшие их выбросы во время аварии могут внести значительный вклад в облучение населения.

Количество продуктов деления также различно для НОУ- и МОХ-зон, поскольку U-235 и Pu-239 имеют слегка отличающиеся спектры продуктов деления. Наконец, по крайней мере, один трансурановый изотоп (бета-излучатель Np-239) имеет меньшее содержание в

⁹ U.S. NRC, Executive Director for Operations, *Mixed-Oxide Fuel in Light-Water Reactors*, Commission Memorandum (Washington, DC, April 14, 1999)11.

¹⁰ Ibid., 12-13.

¹¹ Это предположение может привести к недооценке дополнительных последствий от применения МОХ-топлива, которые проявляются при некоторых авариях, с точки зрения недавних исследований, предполагающих, что сильное выгорание МОХ-топлива может оказаться склонным к большему выделению как летучих, так и слаболетучих радионуклидов в случае аварии (см. ссылки 23-27).

МОХ-зоне. Впрочем, представленные ниже результаты показывают, что такие различия менее существенны для риска, чем увеличение содержания альфа-излучателей¹².

В первом варианте заявления МЭ о влиянии на окружающую среду хранения используемых для оружия делящихся материалов и распоряжения ими не проводился анализ влияния аварий на ЛВР с МОХ-топливом, а разбирался только случай ЛВР с НОУ-топливом. МЭ подтвердило это, заявив следующее:

“...Исследования... указывают, что применение МОХ-топлива не увеличивает риск и последствия аварий. Этот результат исходит из того, что другие радиоизотопы, выбрасываемые при аварии, обладают более серьезным воздействием на здоровье людей, чем плутоний из МОХ-топлива”¹³.

Это основано на предположении, что последствия аварий на реакторах в большей степени обусловлены выделением более летучих продуктов деления, например, иод-131 (I-131) и цезий-137 (Cs-137), а плутоний и другие актиниды, обычно имеющие очень низкое давление паров (они нелетучие), не будут выбрасываться в окружающую среду в больших количествах.

Но заявление МЭ не соответствует современному пониманию серьезных аварий. Хотя многие актиниды и являются нелетучими и не так легко выделяются из расплавленного топлива, при отдельных авариях могут произойти значительные выбросы актинидов в окружающую среду. Хотя ожидается, что такие аварии будут происходить крайне редко, существуют как исторические прецеденты, так и требования для рассмотрения их при анализе надежности.

Инцидент в Чернобыле продемонстрировал, что значительный и обширный выброс мало летучих радионуклидов возможен. Недавний анализ состава выброса в Чернобыле пришел к выводу, что доля актинидов составила примерно 3.5%. Более того, выброс этих относительно тяжелых аэрозолей не был ограничен районом в непосредственной близости от станции – фрагменты топлива были обнаружены очень далеко: в Германии и Греции, на расстояниях свыше 1000 км¹⁴.

Часто можно услышать утверждение, что авария чернобыльского типа не может произойти на Западе, потому что западные реакторы обладают прочной защитной структурой, а конкретная последовательность событий во время аварии типична для реакторов РБМК чернобыльского типа. Однако, хотя наличие защитного купола на западных реакторах уменьшает риск подобных аварий, оно не исключает его полностью. Аналитики указали на

¹² С точки зрения активности содержание актинидов фактически меньше в МОХ-зонах по сравнению с НОУ-зонами, в основном, из-за меньшего содержания Np-239 (см. табл. А.1). Но радиологическая опасность не пропорциональна полному содержанию выброшенных радионуклидов. Каждый радионуклид обладает уникальным биологическим воздействием, зависящим от типа и энергии излучения, а также от того, как он участвует в обмене веществ. Например, Np-239 – это бета-излучатель, а другие включенные в перечень актиниды (кроме Pu-241) – альфа-излучатели. В соответствии с самыми последними значениями коэффициентов дозы, опубликованными международной комиссией по радиационной защите (МКРЗ), относящийся к Np-239 эффективный коэффициент дозы при вдыхании составляет $9.3E-10$ Зв/Бк для умеренного поглощения легкими, но для Pu-239 он составляет $4.6E-5$ Зв/Бк, для Am-241 – $4.2E-5$, а для Cm-242 – $5.2E-6$ Зв/Бк. На основе этих значений можно показать, что уменьшение риска заболевания раком в результате ослабления содержания Np-239 на 63 МКи составит всего 2% от увеличения такого риска при добавлении 0.06 МКи Pu-239 или 0.079 МКи Am-241, а также 0.06% от увеличения риска при добавлении 18.4 МКи Cm-242. Таким образом, важность уменьшения риска от сокращения содержания нептуния-239 мала по сравнению с возрастанием доли других актинидов, помещенных в список.

¹³ U.S. Department of Energy, *Storage and Disposition of Weapons-Usable Fissile Materials Draft Programmatic Environmental Impact Statement*, DOE/EIS/0229-D, vol.2(Washington, DC, 1996), 4-690.

¹⁴ L. Devell, S. Guntay and D.A. Powers, *The Chernobyl Reactor Accident Source Term: Development of Consensus View*, OECD/GD(96)12 (Paris, Organization for Economic Co-Operation and Development, 1995).

гипотетические развития событий на американских ЛВР, которые могут привести к сильному механическому разбросу топлива, катастрофическому повреждению или прорыву ЗО и конкретному выбросу нелетучих фрагментов активной зоны в виде аэрозолей.

Неопределенности в количественном определении низко летучих фракций, выброс которых предсказывается при серьезных повреждениях активной зоны, занимают диапазон в несколько порядков величины. КЯР оценила, что выбросы низко летучих веществ могут составить до нескольких процентов от полного их количества, и использует эту информацию в своих исследованиях риска¹⁵.

Один механизм разброса активной зоны и преждевременного повреждения защиты реактора на РВД называется выбросом расплава под высоким давлением, когда происходит нарушение корпуса реактора в результате высокого давления после плавления активной зоны. Расплавленное топливо часто попадает на стенки ЗО в виде дождя фрагментов, что приводит к непосредственному нагреву ЗО с очень высокой скоростью теплопередачи. Быстро растущее давление внутри системы ЗО может вызвать ее повреждение. Еще более опасным явлением является быстрое выделение водорода из-за реакции циркониевой оболочки стержней с водой, что также может привести к взрыву, способному превратить топливо в осколки и прорвать ЗО.

Институт ядерного контроля (ИЯК) привел такие примеры в своих комментариях заявления МЭ по хранению делящихся материалов (февраль 1996 г.) и МЭ впоследствии пересмотрело свой анализ. В окончательном заявлении МЭ (декабрь 1996 г.) получены оценки, что помещение МОХ-топлива во всей активной зоне существующих ЛВР может слегка уменьшить число скрытых заболеваний раком (СЗР) при серьезной аварии. Иными словами, при установке МОХ-топлива количество СЗР могло бы в действительности сократиться. Но в расчетах МЭ содержался ряд дефектов, которые вызвали сомнения в точности результата¹⁶. По этой причине ИЯК предпринял данное исследование¹⁷.

В представленной статье обнаружено в отличие от утверждений МЭ, что существует значительная опасность для здоровья населения, связанная с применением МОХ-топлива. В основном, это связано с обнаружением того, что последствия серьезных аварий на ЛВР с МОХ-топливом будут сильнее, чем на ЛВР с НОУ, в результате более высокого содержания плутония и других актинидов в МОХ-зоне.

Опасности повреждения ЗО реактора и разброса топлива вызывают особую тревогу в отношении реакторов, выбранных для американской МОХ-программы. У всех четырех реакторов имеются ЗО с ледовым конденсатором (ЗОЛК) и они значительно меньше и слабее, чем крупные сухие ЗО на большинстве американских РВД. Проведенное недавно исследование, выполненное Сандиевской национальной лабораторией (СНЛ) для ИЯК, привело к выводу, что "станции с ЗОЛК, по крайней мере, на два порядка величины более уязвимы к

¹⁵ Смотрите, например, U.S. NRC, NUREG-1150.

¹⁶ Edwin S. Lyman, Public Health Consequences of Substituting Mixed-Oxide for Uranium Fuel in Light-Water Reactors, Executive Summary (Washington, DC: Nuclear Control Institute, 1999),5.

¹⁷ ИЯК сообщил сотрудникам МЭ о результатах этого доклада в феврале 1999 г. В апреле 1999 г. МЭ выпустило дополнение к проекту заявления о влиянии на окружающую среду от распоряжения избыточным плутонием, где содержались пересмотренные оценки последствий серьезных аварий на станциях Норт Энн, Катавба и Макгауайр с учетом конкретных данных, представленных консорциумом ДКС. Этот анализ предсказывал более серьезные последствия от аварий с МОХ, чем предыдущие оценки МЭ. Например, при авариях с быстрым повреждением ЗО или с ее обходом в дополнении было найдено, что последствия при 40%-ном заполнении активной зоны МОХ-топливом на 1%-15% выше, чем для случая с НОУ, в то время как в окончательном заявлении МЭ о влиянии на окружающую среду при распоряжении плутонием были подсчитаны последствия, на 3%-8% меньшие для заполнения МОХ-топливом всей активной зоны. Впрочем, анализ дополнения может потребовать дальнейшей проверки, поскольку МЭ использовало при оценках доли выброшенных радионуклидов, значения которых взяты из рассмотрения отдельных станций, которые не прошли независимого одобрения.

опережающим повреждениям ЗО, чем другие типы РВД¹⁸. В частности, упоминается ядерная станция Макгуайр, обладающая неприемлемо высокой вероятностью нарушения ЗО. Комментируя этот вывод, председатель консультативного комитета ИЯК по безопасности реакторов Дана Пауэрс сказала, что выбор станции Макгуайр для облучения МОХ-топлива оказался "возможно, совсем не оптимальным вариантом"¹⁹.

ВОЗДЕЙСТВИЕ МОХ-ТОПЛИВА НА ВЕРОЯТНОСТИ АВАРИИ

При анализе риска в данной статье предполагается, что применение МОХ-топлива не повлияет на вероятность появления серьезной аварии. Хотя такое предположение разумно как первое приближение, существует ряд отличий в нейтронных и термомеханических свойствах двух типов топлива, которые могли бы повлиять на развитие предшественников аварии. Не все негативные воздействия МОХ-топлива можно смягчить путем модификации конструкции активной зоны. Вопрос о том, будут ли оставшиеся различия серьезно влиять на возможность серьезной аварии, остается открытым и по-видимому потребует значительной экспериментальной и аналитической работы для решения.

Pu-239 имеет более высокими сечениями поглощения нейтронов и деления в тепловой области энергий по сравнению с U-235, что приводит к более высокой температуре нейтронного спектра в МОХ-зонах. По сравнению с НОУ-зоной МОХ-зона будет обладать следующими особенностями²⁰:

- более отрицательный температурный коэффициент замедлителя;
- обычно более отрицательный доплеровский коэффициент;
- уменьшенная доля запаздывающих нейтронов и меньшее время жизни мгновенных нейтронов;
- меньшая реактивная способность регулирующего стержня;
- меньшая реактивная способность бора;
- возрастание факторов локальных пиков мощности;
- более высокие температуры на осевой линии топлива.

Чтобы позволить применить МОХ-топливо и одновременно сохранить запасы устойчивости (например, остаточную реактивность остановленного ядерного реактора²¹), следует провести изменения в активной зоне реактора, например, увеличение числа и/или качества блочных сборок управляющих стержней. Для зон с загрузкой МОХ-топливом не выше 33% дополнительные контрольные стержни могут не быть абсолютно необходимыми, если есть желание согласиться с сильным сокращением остаточной реактивности. Хотя консорциум ДКС нашел, что минимальная остаточная реактивность достигается при 40%-ной МОХ-загрузке, он заявил, что не собирается устанавливать дополнительные контрольные стержни на станциях Макгуайр и Катавба, хотя может изменить тип материала контрольных стержней на станции Макгуайр. Напротив, РВД во Франции, использующие 30%-ную МОХ-загрузку, имеют по четыре дополнительные блочные управляющие сборки.

Для МОХ-зон требуется также более высокая концентрация поглощающего нейтроны изотопа В-10 в охладителе, чего можно добиться путем увеличения концентрации борной кислоты или путем применения бора, обогащенного изотопом В-10. Поскольку существует

¹⁸ M. Pilch, K. Bergeron and J. Gregory, *Assessment of the DCH [Direct Containment Heating] Issue for Plants with Ice Condenser Containments*, NUREG/CR-6427. SAND99-2283 (Albuquerque: Sandia National Laboratories, 2000), 110.

¹⁹ U.S. NRC Advisory Committee on Reactor Safeguards (ACRS), *Proceedings of the Meeting of the Subcommittee on Severe Accident Management* (Washington, DC, August 9, 1999).

²⁰ Westinghouse Electric Corporation, *Implementation of Weapons-Grade MOX Fuel in Existing Pressurized Water Reactors*, DOE/SF/19683 (Pittsburgh; 1996), 3-1.

²¹ Остаточная реактивность – это величина реактивной способности регулирующего стержня, дополнительная к той, какая требуется для прекращения цепной реакции за самое ограничивающее время (обычно в конце цикла).

предел на количество борной кислоты, которое можно добавить к охладителю без появления проблем во время работы, ДКС заявил, что он рассматривает применение обогащенного бора²².

Пики мощности, вызываемые большими различиями потока нейтронов в соприкасающихся сборках МОХ и НОУ, также следует принимать во внимание в конструкциях зон с частичной МОХ-загрузкой. Это потребует использования зонных топливных сборок, содержащих стержневые твэлы с несколькими различными уровнями обогащения плутонием, а также осторожного помещения МОХ-сборок в активную зону. Даже при таких модификациях пики мощности все еще могут наблюдаться из-за неоднородного распределения плутония внутри таблеток МОХ-топлива. (Изменения изотопного состава также могут привести к значительным пикам мощности, хотя это скорее проблема с плутонием реакторного качества.)

Другое свойство МОХ-топлива, которое могло бы оказать воздействие на радиологический выброс во время аварий, связано с "худшим физическим поведением МОХ-таблеток по сравнению с таблетками оксида урана", особенно при выгорании свыше 35 ГВт-д/т²³. Неоднородная микроструктура МОХ-топлива (возникающая из-за наличия скоплений плутония) приводит к появлению "горячих точек" с очень высоким локальным выгоранием, в которых накапливается высокая концентрация газообразных продуктов деления²⁴. Во время аварий с включением реактивности (АВР) этот газ может мгновенно выделяться, вызывая повреждения в оболочках топливных стержней и раздробление топливных таблеток. Эта проблема осложняется тем, что у МОХ-топлива более низкая теплопроводность и более высокая осевая температура, нежели у НОУ-топлива.

Основываясь на результатах серии АВР-испытаний на реакторе Кабри во Франции местные специалисты пришли к выводу, что "МОХ-топливо проявляет более высокий аварийный потенциал, чем оксид урана, при сравнимых уровнях выгорания"²⁵ и что существует "очень высокая вероятность разрушения" МОХ-топлива при АВР²⁶. В одном эксперименте сегмент МОХ-топливного стержня с выгоранием 55 ГВт-д/т (типичное выгорание, достигаемое сейчас в американских РВД) продемонстрировал сильное разрушение и разброс частиц топлива при пиковой энтальпии 120 кал/г, а НОУ-стержень при сравнимом уровне выгорания оказался способным выстоять аналогичную пиковую энтальпию без разрушения. Хотя отдельные НОУ-стержни, испытавшие высокую степень выгорания и подвергнувшиеся в значительной степени коррозии, также приходили в негодность во время испытаний, исследователи пришли к заключению, что повреждение МОХ-стержня носило уникальный характер, так как степень коррозии его оболочки не была значительной.

Нерешенные вопросы безопасности МОХ-топлива заставили французские органы надзора ограничить время облученияборок МОХ-топлива тремя годовыми циклами, или усредненным по сборке выгоранием 41 ГВт-д/т, в то время как предел для НОУ составил 52 ГВт-д/т. В результате французские станции с частичной загрузкой активной зоны МОХ-топливом продолжали работать с годовыми циклами, а другие станции имели возможность

²² Применение обогащенного бора может оказаться неподходящим из-за того, что он примерно в двести раз дороже естественного бора. Но на станциях Катамба и Макгуайр применяется повторное использование охладителя, что может частично понизить такие затраты.

²³ J-L. Provost, Electricite de France, "Plutonium Recycling and Using of MOX Fuel in PWR: EdF Operation Experience" (paper presented at the Industry Presentation to the U.S. NRC on the Use of MOX Fuel, Rockville, MD, February 21, 1997).

²⁴ Однородность МОХ-топлива в Кабри - это характеристика французского процесса производства МОХ (МИМАС), который Кожема использовала с 1984 г. и который станет применяться на американском предприятии по производству МОХ. Хотя возможно, что проблему можно будет свести к разработке нового типа МОХ-топлива, МЭ не приветствует такое развитие событий для американской программы из-за дополнительных задержек, которые окажутся необходимыми для сертификации топлива.

²⁵ F. Schmitz, Institute de Protection et de Surete Nucleaire, "The Status of the Cabri REP-Na Test Programme: Present Understanding and Still Pending Questions" (paper presented at the NRC/Industry Meeting on High-Burnup Fuel Issues, Rockville, MD, November 18-20, 1997).

²⁶ A. Vaclachlan, "International Meeting to Resolve Questions Surrounding Cabri Future," *Nuclear Fuel*, July 27, 1998.

переключиться на 18-месячный цикл, что понижало их затраты из-за уменьшения частоты остановок на перезагрузку топлива. Впрочем, даже при более низких уровнях выгорания испытания на станции Кабри обнаружили, что выбросы газообразных продуктов деления из МОХ-топлива значительно сильнее, чем из НОУ-топлива.

Еще больше фактов о проблемах с МОХ-топливом проявилось на другой французской установке по испытанию топлива, носящей название Веркор, где наблюдалось, что на ранних стадиях разрушения активной зоны "выбросы летучих радионуклидов от МОХ-топлива более обширны, чем от обычного топлива при аналогичных уровнях выгорания", что "соответствует особому характеру пористости, развивающейся в МОХ-топливе в процессе выгорания"²⁷. В частности, во время испытания, где отработанное топливо выдерживалось при температуре 1780 К в течение часа, доля выброшенного цезия из стержня МОХ-топлива с выгоранием 41 ГВт-д/т составила 58%, а из стержня НОУ-топлива с выгоранием 47 ГВт-д/т – всего 18%²⁸.

Испытания на ядерной станции Кабри наводят на мысль, что вероятность события, когда АВР приведет к значительному повреждению топлива и переходу к серьезной аварии, может быть выше при наличии МОХ-топлива в активной зоне. Поэтому вероятности отдельных серьезных аварий могут вырасти при замене НОУ в РВД на МОХ, если не установить строгих ограничений на максимальную степень выгорания для МОХ-сборок.

Эксперименты на Веркоре наводят на мысль, что представления о доли выброса радионуклидов из МОХ-топлива могут нуждаться в изменении с учетом более крупных наблюдаемых выбросов летучих радионуклидов. Это приведет к более серьезным последствиям при авариях с МОХ-топливом, чем те, которые оценены в данной статье.

Консорциум ДКС заявил, что поначалу он планирует облучать МОХ-топливо только в течение двух циклов длительностью 18 месяцев каждый с пределами на усредненное по сборке и пиковое стержневое выгорание 45 и 50 ГВт-д/т, соответственно²⁹. Но пиковое выгорание *таблеток* в этом случае будет превышать 55 ГВт-д/т, а это соответствует тем вызывающим беспокойство значениям, которые определены во время испытаний на станции Кабри. В действительности те МОХ-стержни, которые оказались разрушенными во время испытаний на Кабри, были взяты из топливной сборки со средним выгоранием 46 ГВт-д /т. Более того, ДКС заявил, что он собирается в будущем облучать МОХ-топливо в течение трех 18-месячных циклов, что потребует возрастание пикового выгорания МОХ-стержней до уровня свыше 60 ГВт-д/т, а это выходит за уровень полученных к настоящему времени экспериментальных данных.

Вопросы ядерного регулирования

Чтобы получить одобрение со стороны КЯР на использование МОХ-топлива, консорциуму ДКС придется обратиться к ней для получения дополнений к имеющимся лицензиям на работу с реакторами. Детальное понимание возрастания риска от МОХ-топлива станет важным для процесса выработки дополнения к лицензии.

Данная статья предлагает подход к суждению о безопасности применения МОХ в ЛВР в соответствии с регулирующими процедурами, учитывающими "информацию о риске", принятыми в настоящее время в ИЯК³⁰. В июле 1998 г. ИЯК выпустил руководство по регу-

²⁷ U.S. NRC ACRS, "Use of Mixed-Oxide Fuel in Commercial Nuclear Power Plants" (letter report to NRC Chairman Shirley Jackson, May 17, 1999).

²⁸ U.S. NCR ACRS, *Proceedings of the 461st Meeting of the Advisory Committee on Reactor Safeguard*, April 9, 1999.

²⁹ R. Clark, D. Dziadosz and S. Nesbit, "MOX Fuel Irradiation Program for Disposition of Surplus United States Plutonium," in the *Proceedings of the American Nuclear Society Embedded Topical Meeting on DOE Spent Nuclear Fuel and Fissile Material Management, June 4-8, 2000, San-Diego, CA* (LaGrange Park, IL: American Nuclear Society, 2000).

³⁰ В 1995 г. ИЯК выпустил заявление о политике использования вероятностной оценки риска (ВОР), где сказано, что применение такой технологии должно быть увеличено при всех вопросах регулирования до такой степени, которая соответствует степени разработок методов ВОР и используемым данным (*Federal Register*, 60 FR 43622, August 16, 1995). Это предста-

лированию RG 1.174, которое является одним из первых систематических приложений вероятностного анализа риска в регуляционной деятельности ИЯК³¹. Документ 1.174 предоставляет методологию для ранжирования предлагаемых изменений на ядерной станции в соответствии с их важностью с точки зрения риска. Изменения, которые на основе ВОР признаны увеличивающими опасность для населения, станут предметом дальнейшего внимания со стороны ИЯК. Документ 1.174 определяет верхний предел приемлемых уровней увеличения риска.

В январе 2000 г. КЯР предоставила сотрудникам ИЯК полномочия (в особых случаях) использовать анализ информации об опасности (типа документа 1.174) при экспертизе предложений по дополнениям к лицензиям³². Если ИЯК определяет, что предлагаемое дополнение к лицензии приводит к неприемлемому возрастанию риска серьезной аварии, он сможет отвергнуть просьбу или сопроводить ее одобрение серьезными условиями, даже если просьба удовлетворяет всем требованиям регулирования.

Можно применять документ 1.174 для оценок влияния регулирования на увеличение опасности, связанной с использованием МОХ-топлива. Представленные в данной статье расчеты указывают, что МОХ-план консорциума ДКС вероятнее всего вызовет увеличение опасности для населения, превосходящее верхний предел, определенный в документе 1.174. Это должно дать основания КЯР потребовать в ходе экспертизы МОХ-дополнения к лицензии всеобъемлющего анализа опасности для населения при серьезной аварии от применения МОХ-топлива. Для выполнения такого требования консорциуму ДКС придется провести ВОР третьего уровня с учетом МОХ для станций Макгуайр и Катамба, которая будет подвергнута контролю качества и экспертному просмотру по строгим стандартам. Если величина увеличения опасности, подсчитанная ниже, будет подтверждена таким анализом, то Комиссии по ядерному регулированию придется вынести решение о значительных переделках просьбы ДКС по МОХ-дополнению к лицензии или даже отвергнуть ее.

РАСЧЕТ ПОСЛЕДСТВИЙ СЕРЬЕЗНОЙ АВАРИИ ПРИ ПРИМЕНЕНИИ МОХ

Содержание материалов в активной зоне

В данной статье использован стандартный подход с применением программы SAS2H/ORIGEN-S для вычисления содержания радионуклидов в активной зоне из НОУ и (ОП) МОХ в конце и начале равновесного цикла. Указанная выше программа служит модулем программы SCALE 4.3 Окриджской национальной лаборатории, выдающей зависящие от выгорания поперечные сечения и моделирующей облучение топлива³³.

Было проанализировано три случая. Первый (в дальнейшем вариант МЭ) основан на документе МЭ по распоряжению избыточным плутонием, где предполагаются использование "сухого" процесса для преобразования плутониевых деталей в оксид и полная загрузка активной зоны МОХ-реактора³⁴. Конструкция такой активной зоны заимствована из отчета компании Вестингауз, выпущенного по контракту с МЭ. ИЯК получил этот документ на осно-

вило собой отход от традиционного детерминистического подхода к вопросам регулирования, который требует, чтобы атомные станции продемонстрировали свою способность выдерживать некоторые аварии, связанные с конструкцией станции, при развитии которых не учитывалось влияние на риск и не принимались во внимание системы безопасности, которые могут работать не так, как ожидается.

³¹ U.S. NRC, *An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis*, Regulatory Guide 1.174 (Washington, DC, 1998).

³² U.S. NRC, "Staff Requirements Memorandum – Proposed Guidelines for Applying Risk-Informed Decisionmaking in License Amendment reviews," SEGY-99-246 (Washington, DC, 2000).

³³ Oak Ridge National Laboratory, *SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation*, NUREG/CR-0200, rev.5, vol.1, pt.2 (Oak Ridge, TN: Oak Ridge National Laboratory, 1996).

³⁴ U.S. DOE, Office of Fissile Materials Disposition, *Surplus Plutonium Disposition Draft Environmental Impact Statement*, DOE/EIS-0283-D (Washington, DC, 1998).

ве закона о свободе информации³⁵. МЭ поручила компании Вестингауз сконструировать МОХ-зоны, сопоставимые с рабочими циклами существующих РВД. В соответствии с этим стратегия управления активной зоной предполагает типичный 18-месячный цикл с тремя перезагрузками при использовании топлива VANTAGE-5 компании Вестингауз³⁶.

Второй случай (в дальнейшем вариант ДКС) основан на конструкции активной зоны, предложенной консорциумом ДКС в марте 1999 г. после того, как был одобрен МОХ-контракт³⁷. В плане ДКС используются реакторные активные зоны с заполнением МОХ на 40%, а также экстракция растворителя ("полировка") для удаления галлия (этот металл используется для стабилизации кристаллической структуры плутония в ядерном оружии) и других примесей из оксида ОП, полученного от МЭ³⁸. (МЭ поначалу предполагало, что водная очистка не потребуется.)

Наконец, было подсчитано содержание радионуклидов в активной зоне МОХ-реактора с реакторным плутонием (РП), хотя это непосредственно не относится к программе распоряжения ОП. С учетом большего количества актинидов (например, Am-241 и Cm-242) в облученном (ОП) МОХ-топливе, а также большей загрузки плутонием (а это нужно для достижения адекватной реактивности) можно ожидать, что последствия серьезной аварии на РВД с (РП) МОХ окажут даже более значительными, нежели при применении (ОП) МОХ.

В табл.1 приведены конструктивные параметры активной зоны для всех трех случаев. Конкретные значения основаны на отчете по анализу безопасности для типичного четырехконтурного РВД компании Вестингауз³⁹ с соответствующими поправками для учета МОХ-зоны, заимствованными из цитированного ранее отчета Вестингауза⁴⁰. Хотя в этом отчете

³⁵ Westinghouse Electric Corporation, *Implementation of Weapons-Grade MOX Fuel*.

³⁶ МЭ потребовало также, чтобы МОХ-топливо не содержало выгорающих поглотителей, хотя в НОУ-топливе корпорации Вестингауз применяется подобное покрытие (из соединений бора) на некоторых топливных таблетках. Для удовлетворения такому требованию корпорация использовала увлажняемые выгорающие поглотители в виде колец в проекте с полным заполнением активной зоны МОХ-топливом. Поскольку описание таких поглотителей составляет коммерческую тайну, они не моделировались при расчетах активной зоны с МОХ и, соответственно, с НОУ. Но ни одно из предположений не оказывает значительного влияния на результаты. Было замечено, что присутствие выгорающих поглотителей окажет только слабое воздействие (около 1%) на изотопный состав активной зоны. Кроме того, в исследованиях МЭ обнаружено, что кольцевые поглотители не изменяют содержание большинства радионуклидов МОХ-топлива более, чем на несколько процентов. Среди исключений находится плутоний, содержание которого возрастает на 6-17%. Поэтому, если пренебречь наличием кольцевых поглотителей, то содержание плутония в МОХ-топливе слегка недооценено. (B. Murphy, *Characteristics of Spent Fuel from Plutonium Disposition Reactors, Vol.3: A Westinghouse Pressurized-Water Reactor Design*, ORNL/TM-12170/V3 [Oak Ridge, TN: Oak Ridge National Laboratory, 1997], 25).

³⁷ Это произошло после завершения начального варианта статьи.

³⁸ Хотя этап полировки будет иметь побочную выгоду от уменьшения присутствия америция-241 в МОХ-топливе (что уменьшает накопление более тяжелых актинидов в процессе облучения), он значительно увеличит содержание жидких трансурановых отходов в процессе изготовления МОХ-топлива. Консорциум ДКС оценил, что установка для производства МОХ-топлива, включая модуль для полировки, будет производить 500 л жидких трансурановых отходов ежегодно, что в 1000 раз превышает оценки МЭ. Такой поток отходов практически полностью обязан этапу полировки. (U.S. DOE, *Supplement to the Surplus Plutonium Disposition Draft Environmental Impact Statement*, Appendix P [Washington, DC, 1999], 8).

³⁹ Diablo Canyon Nuclear Power Plant, Units 1&2, *Final Safety Analysis Report Update*, November 11, 1996.

⁴⁰ Некоторые из других данных из доклада 1996 г. были изменены. В отличие от плутония, упомянутого в докладе, плутоний при варианте МЭ содержит Pu-238 и Am-241 и обладает слегка меньшим содержанием делящихся материалов. По этой причине концентрация плутония в топливе была слегка увеличена, чтобы иметь эквивалентные рабочие характеристики: от 4.37% до 4.5% (совместная доля плутония и америция составляет 4.54%). Эта величина была определена по расчету эквивалента Pu-239 для обоих топлив (Nuclear Energy

нет конструкций частичных равновесных МОХ-зон, полное содержание нуклидов в ДКС-зоне можно получить из результатов по всей активной зоне. Длительности цикла были в обоих случаях подогнаны так, чтобы иметь средний уровень выгорания при разгрузке, равный 44 ГВт-д/т⁴¹. Большинство параметров варианта МЭ оказались неизменными в варианте ДКС⁴².

В табл.2 приведены изотопные составы в сборках свежего топлива. Изотопный состав ОП взят из доклада МЭ⁴³. В случае ДКС расчеты предполагают, что между процессом полировки и загрузкой МОХ-топлива в реактор прошло три года. Непосредственно после полировки концентрация Am-241 уменьшится от примерно 0.8% по весу до нескольких миллионных долей. Но в дальнейшем она будет постоянно расти в результате распада Pu-241.

В табл.2 приведен также изотопный состав РП для расчета (РП)МОХ в предположении, что РП получен из отработанного НОУ-топлива, облученного до уровня выгорания 44 ГВт-д/т и выдержанного в течение девяти лет перед переработкой. Считается также, что (РП)МОХ-топливо хранилось в течение трех лет перед загрузкой в реактор. Такие предположения используются на французском предприятии "Электрисите де Франс".

Другие детали, необходимые для расчетов, приведены в таблицах А.1 и А.2 Приложения А.

Таблица 1. Характеристики активной зоны для НОУ и (ОП)МОХ

Конструктивные параметры	НОУ	МЭ/ДКС (ОП)МОХ
Количество топливных сборок	88	92
Полное число сборок	193	193
Загрузка топливом (тонны ТМ)	37,2	38,9
Полная загрузка (тонны ТМ)	81,6	81,7
Среднее обогащение топлива (% по весу)	4,25	4,54/4,43
Полное количество Pu за год (т)	0	1,16/0,46

Agency, *Plutonium Fuel: An Assessment*, Annex G [Paris: Organization for Economic Cooperation and Development, 1989], 120). Для плутония, прошедшего полировку с удалением начального америция-241, это соответствует концентрации 4.43%. Кроме того, в МОХ-зона в проекте корпорации Вестингауз имеет топливные сборки с двумя различными концентрациями плутония. Для простоты в приведенных ниже расчетах предполагается, что концентрация плутония во всех сборках одна и та же (она равна усредненной концентрации в перезагруженном топливе). Содержание актинидов, вычисленное в таком приближении, согласуется с данными доклада корпорации Вестингауз с точностью, лучшей 1%.

⁴¹ Активная зона с МОХ-топливом имеет более крупный размер для перезагрузки, так как реактивность, температура и генерация газовых делящихся веществ в МОХ-топливе выше, чем в НОУ-топливе при высоких уровнях выгорания. Увеличение размера приводит к меньшему числу МОХ-сборок в третьем цикле. Но такое небольшое различие неважно для расчета.

⁴² Расчеты активной зоны в варианте ДКС предполагали, что топливные сборки в обоих случаях (НОУ и МОХ) будут облучаться в трех циклах, что совпадает с долгосрочными планами ДКС. Но поскольку ДКС заявил, что поначалу МОХ-топливо будет облучаться только в двух циклах, изучался и этот случай. Поскольку в третьем цикле присутствуют только четыре сборки МОХ-топлива, результаты примерно одинаковы для двух этих случаев.

⁴³ U.S. DOE, *Surplus Plutonium Disposition DEIS*, Vol.2 (Washington, DC, 1998), K-6. В этом материале предполагается, что между начальным изготовлением плутониевого компонента и загрузкой соответствующего МОХ-топлива в реактор пройдет тридцать лет, хотя МЭ оценивает время выдержки в 60 лет. Прежнее предположение основано на том, что операции по переделке компонентов на заводе Роки Флэт прекратились в конце 80-х гг., а МЭ планирует загружать МОХ-топливо в реакторы в период 2007-2022 гг. Эта разница важна только для варианта МЭ, где плутоний не полируется (то есть, не удаляется большая часть америция-241) до начала изготовления топлива.

Среднее выгорание при разгрузке (МВт-д/тТМ)	44080	44080
Длительность цикла (МВт-д/тТМ)	20100	21010
Длительность цикла (дни)	460	481
Длительность перерыва (дни)	40	40
Мощность в активной зоне (МВт-тепл)	3565	3565
Средняя концентрация бора в цикле (ppm)	1100	550
Примечания: ТМ- тяжелый металл. Если в последнем столбце приводится два значения, то левое относится к урану-235, а правое – к ОП и америцию-241.		

Таблица 2. Начальный изотопный состав топлива (% по весу)

	НОУ	(ОП)МОХ МЭ/ДКС	(РП)МОХ
Состав урана			
U-234	0,04	0,002	0,002
U-235	4,25	0,2	0,2
U-236	0,01	0,001	0,001
U-238	95,7	99,797	99,797
Состав плутония			
Pu-238		0,04/0,04	2,3
Pu-239		92,37/93,08	56,2
Pu-240		6,49/6,54	24,2
Pu-241		0,24/0,21	9,0
Pu-242		0,1/0,1	6,9
Am-241		0,76/0,03	1,4

Результаты. Содержание плутония и других актиноидов в МОХ-зонах является функцией изотопного состава плутония в свежем топливе, начальной загрузки плутония в активную зону и времени облучения. В конце рабочего цикла активная зона для варианта МЭ содержит по сравнению с НОУ-зоной в три раза больше плутония-239, в семь раз больше америция-241 и в семь раз больше кюрия-242.

Для варианта ДКС в конце рабочего цикла (с меньшей долей МОХ в активной зоне и с меньшим начальным содержанием америция-241) содержание большинства трансуранов будет примерно вдвое выше по сравнению с НОУ-зоной⁴⁴.

Результаты вычислений для 48 радионуклидов приведены в таблицах А.3-А.5 Приложения А.

Оценка последствий

Используя данные по содержанию радионуклидов в активной зоне, приведенные в Приложении А, можно подсчитать радиологические последствия серьезных аварий. Для оценки последствий трех серьезных аварий в активной зоне (при вариантах МЭ, ДКС и НОУ)

⁴⁴ Было обнаружено, что концентрация нептуния-239 на 4% меньше в варианте МЭ, но всего на 1% меньше в варианте ДКС. Для Pu-238, который образуется как при вторичном поглощении нейтронов в U-235, так и при распаде Cm-242, концентрация выше в варианте МЭ, но меньше для ДКС-случая.

была применена программа MACCS2⁴⁵, одобренная ИЯК. Для анализа был выбран РВД с ЗОЛК.

Для измерения последствий аварии применялись следующие индикаторы: (1) полное количество ожидаемых скрытых заболеваний раком (СЗР) среди населения, живущего в пределах тысячи миль от ядерной станции; (2) полное количество быстрых заболеваний (БЗ), вызванных сильным облучением; и (3) средний СЗР-риск для людей, находящихся на расстоянии десять миль от станции⁴⁶. При расчетах рассматривалось только облучение в течение недельного критического срока после аварии.

База данных программы MACCS2 была обновлена в результате замены устаревших переводных коэффициентов дозы на более современные данные из Доклада 72 Международной комиссии по радиологической защите (МКРЗ)⁴⁷. Эти коэффициенты основаны на пересмотренной модели человеческого дыхательного тракта, уменьшающей дозу от вдыхания актинидов⁴⁸. Впрочем, другие внутренние особенности программы могут привести к недооценке радиологической опасности, связанной с облучением альфа-излучателями⁴⁹.

⁴⁵ D.I. Chanin and M.L.Young, *Code Manual for MACCS2: Volume 1, User's Guide*, SAND97-0594, (Albuquerque, NM, Sandia National Laboratories, 1997). Во время подготовки этой статьи автор обнаружил ошибку в математическом обеспечении программы, которая привела к преувеличению числа раковых заболеваний среди лиц, получивших дозы свыше 10 Зв, и последующему преувеличению опасности от рака. Хотя эта ошибка не будет зафиксирована до выпуска следующей версии MACCS2, неофициальная скорректированная версия была предоставлена автору. Все данные в этом докладе получены при использовании неофициальной скорректированной версии программы. После того, как автор указал на ошибку министерству энергетики, он пересмотрел также свои вычисления для окончательного варианта заявления МЭ о влиянии на окружающую среду программы по распоряжению избыточным плутонием.

⁴⁶ Последний индикатор –это одна из мер риска, определенная в заявлении ИЯК о политике безопасности в 1986 г. (*Federal Register*, 51 FR 30028, August 4, 1986). В заявлении говорится, что риски быстрого и скрытого (латентного) заболевания раком для лиц, находившихся вблизи ядерной станции не должны превышать одной тысячной от рисков, происходящих от всех других случаев. Понятие "вблизи" определяется как в пределах одной мили (1.6 км) от границы станции для БЗ и в пределах десяти миль для СЗР. Как указывает ИЯК, эти годовые пределы составляют примерно 5E-7 и 2E-6 для БЗ и СЗР, соответственно.

⁴⁷ International Commission on Radiological Protection (ICRP), *Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 5, Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients*, ICRP Publication 72 (Oxford: Pergamon Press, 1996).

⁴⁸ Программа MACCS2 преобразует радиологическое облучение в радиационную дозу с использованием коэффициентов, выпущенных агентством по сохранению окружающей среды. Они основаны на устаревших данных, выпущенных МКРЗ в 1979 г. в Документе 30. Пересмотренные значения Документа МКРЗ 72 не будут официально приняты в США в течение нескольких лет, но они использованы в этой статье из-за того, что они могут повлиять на результат. Интересно отметить следующее: хотя абсолютные значения СЗР уменьшились примерно на треть после изменения данных, отношение МОХ/НОУ изменилось менее, чем на несколько процентов, а в ряде случаев даже выросло.

⁴⁹ Программа MACCS2 уменьшает риск рака вдвое для лиц, получивших дозу менее 0.2 Зв. Хотя это может быть подходящим для излучения с низкой линейной передачей энергии (например, гамма- и бета-излучение), существует мало фактов для подтверждения множителя 2 в случае высокой передачи энергии от внутренних альфа-излучателей. В действительности существует доказательство того, что эффективность возникновения рака от излучения с высокой передачей энергии на самом деле возрастает при малых дозах. (A.C. Upton, "The Linear Non-Threshold Dose-Response Hypothesis: A Critical Reevaluation," in *Proceedings of the 26th Water Reactor Safety Information Meeting*, NUREG/CP-0166, vol.1[Washington, DC: U.S. NRC, 1999],189). Поэтому влияние выброса альфа-актинидов на количество СЗР может быть недооценено программой.

При расчетах были использованы характерные параметры для населения и атмосферных данных⁵⁰. Поскольку наибольший интерес представляют отношения результатов от вариантов с активными зонами из (ОП)МОХ и НОУ, более детальные характеристики площадки не требуются. В то время, как абсолютные значения последствий аварии сильно зависят от таких параметров, относительные значения зависят слабо. Вариации таких параметров дали только эффект менее 10% для отношения результатов последствий.

Состав источника при сильной аварии. Программа MACCS2 требует иметь на входе состав источника – спектр конкретного выброса радионуклидов, произошедшего при аварии. Этот член обычно выражается в виде набора долевого выбросов – выброшенной при аварии доли каждого радионуклида, накопленного в активной зоне. Момент и величина выброса конкретного радионуклида из поврежденных топливных стержней определяется условиями на станции, связанными с последовательностью каждой аварии, и с термохимическими свойствами радионуклида.

Летучие и слабо летучие радионуклиды (например, благородные газы, йод, теллур и цезий) обычно выделяются из расплавленного топлива в виде газа или очень мелких аэрозолей, которые легко уходят в окружающую среду через бреши в ЗО. Напротив, большинство металлических актинидов и их оксидов имеют очень высокие точки плавления и кипения, так что они будут выброшены в значительных количествах, если только произойдет сильный взрыв, приводящий к механическому разбросу зоны расплавленного оксида урана. Тем не менее, во время серьезной аварии возможен механический выброс топлива.

Чтобы упростить анализ последствий аварии, сгруппируем радионуклиды с близкими термохимическими свойствами в классы выброса. Считается, что все члены данного класса ведут себя идентично во время прохождения аварии. Плутоний относится к группе церия, а нептуний, америций и кюрий – к группе лантана⁵¹.

В табл.3 приведен набор упрощенных составов источника (СИ) при серьезной аварии, полученных на основе индивидуальных оценок ИЯК для ядерной станции Секвойя⁵². Это РВД компании Вестингауз с ЗОЛК и четырьмя каналами, очень похожий на станции Макгуайр и Катавба. Мы использовали анализ Секвойи, потому что подтвержденные экспертами анализы станций Катавба и Макгуайр отсутствуют⁵³.

Таблица 3. Составы источника (СИ) для подсчета последствий

СИ	Момент выброса после начала аварии (час)	Длительность выброса	Доли выброса радионуклидов
⁵⁰	Вычислено в программе	СМ	MACCS2 выполнялись для реактора, расположенного в типичном районе при плотности населения 100 человек на квадратный километр, без дождей. Скорость ветра - 2 м/с, атмосферные условия соответствуют классу D по Паскалю. Предполагается, что эвакуация населения из зоны в пределах 10 миль начинается после предупреждения о прорыве ЗО.

⁵¹ Такое разделение на классы является слишком упрощенным и может скрыть различия в свойствах радионуклидов, которые, возможно, важны. Например, давление паров металлического америция в тысячи раз больше, чем у металлического лантана при температурах, типичных для серьезной аварии, а это наводит на мысль, что при восстановительных условиях (то есть, при высокой концентрации водорода) два эти радионуклида могут вести себя совершенно по-разному. Впрочем, учет характерных свойств каждого элемента в активной зоне реактора значительно увеличит сложность подсчета риска.

⁵² R. Davis, A. Hanson, V. Mubayi and H. Nourbakhsh, *Reassessment of Selected Factors Affecting Siting of Nuclear Power Plants*, NUREG/CR-6295 (Washington, DC: U.S. NRC, 1997),3-21.

⁵³ Индивидуальные анализы риска современных ядерных станций считаются коммерческой тайной и недоступны для публики. Отдельная устаревшая информация о таких станциях доступна через индивидуальные оценки риска (см. ссылку 63). Но результаты оценок риска не были проверены сотрудниками ИЯК или другими независимыми проверяющими лицами. Кроме того, в таких оценках содержатся многочисленные аномалии, что подвергает сомнению их точность, особенно для ядерных станций компании Дюк Пауэр. Например, последний анализ ИЯК показал, что ЗОЛК (и особенно на станции Макгуайр) более уязвима к преждевременным нарушениям, чем указано в оценках, проведенных Дюк Пауэр.

			Kr	I	Cs	Te	Sr	Ru	La	Ce
СИ-1 (f=2.8 E-7)	5,5 6,0	200 7200	1 0	0,37 0,22	0,27 0,35	0,13 0,30	0,025 0,13	8E-3 3E-3	1,6E-3 0,013	8E-3 0,018
СИ-2 (f=3.6 E-6)	6,0 6,06	200 7200	1 0	0,05 0,13	0,04 0,15	0,02 0,11	4E-3 0,045	1E-3 1E-3	2E-4 5E-3	1E-3 6E-3
СИ-3 (f=3.1 E-6)	1,0 1,5	1800 7200	1 0	0,075 0,04	0,06 0,06	0,02 0,05	5E-3 0,02	1E-3 6E-4	3E-4 3E-3	1E-3 3E-3

Три варианта состава источника связаны с тремя различными аварийными состояниями станции (активной зоны и ЗО), вносящими вклад в опасность ранних выбросов. Каждый из них соответствует серьезной аварии, приводящей к потере охлаждения активной зоны, плавлению активной зоны, прорыву сосуда высокого давления и радиологическому выбросу в окружающую среду. Каждый СИ включает в себя два факела выбросов: первый – это короткий импульс, соответствующий прорыву или обходу ЗО, а второй импульс большей длительности связан с последующим выбросом от взаимодействия топлива с бетоном.

Три события отличаются временными характеристиками и характером выброса радионуклидов в окружающую среду. СИ-1 и СИ-2 соответствуют "очень опережающим" и "опережающим" повреждениям ЗО, происходящим до прорыва сосуда высокого давления или одновременно с этим событием, соответственно. СИ-3 – это событие, соответствующее обходу ЗО, когда выброс в окружающую среду происходит благодаря прорыву парогенератора или другого барьера между первичной системой охлаждения и системами, находящимися вне ЗО. Вероятность очень опережающего повреждения ЗО (СИ-1) связана со взрывом водорода и, как считается, для РВД она важна только при наличии ЗОЛК.

Сумма вероятностей всех событий, приводящих к появлению каждого СИ в табл.3 обозначена символом f – она нормирована на год и соответствует вероятности аварии, приводящей к заданному выбросу радионуклидов. (Эти величины принимают во внимание только чисто внутренние события, то есть они не учитывают вероятности землетрясений, наводнений, штормов или пожаров.)

Три СИ в табл.3 учитывают все серьезные аварии, связанные со значительной опасностью быстрых и скрытых заболеваний при раннем облучении. Сумма частот появления таких аварий равна "частоте крупного опережающего выброса", определяемого в документе ИЯК 1.174 как "частота появления таких аварий, которые приводят к значительным и неослабленным выбросам из ЗО за время, предшествующее эффективной эвакуации близко находящегося населения, так что существует возможность мгновенных воздействий на здоровье."

Все другие аварии попадают в категории, относящиеся к иным состояниям повреждения станции: это либо "поздние" повреждения ЗО (через 24 часа после начала аварии), либо вообще отсутствие повреждения защиты. Ни одна из них не обладает возможностью причинить быстрый ущерб здоровью и поэтому они не дают вклад в указанную выше вероятность крупного опережающего выброса. Более того, их вклад в полную опасность СЗР для населения пренебрежимо мал по сравнению с авариями, разобранными ранее. Единственным исключением служит случай позднего повреждения ЗО при маловероятной ситуации, когда значительную часть близко живущего населения не удалось эвакуировать в течение суток после начала аварии.

Результаты. Результаты вычислений с программой MACCS2 показывают, что более высокое содержание трансуранов в МОХ-зонах приводит к возрастанию последствий серьезных аварий⁵⁴. В табл.4 представлены результаты, полученные при усреднении случаев

⁵⁴ Результаты последующих расчетов, подобных этим, весьма неточны, в основном благодаря неопределенностям в используемых составах источника. Впрочем, возрастание последствий от использования МОХ-топлива наблюдалось в широком диапазоне долей выбросов актинидов, и отсюда можно с достаточной уверенностью сделать вывод, что это от-

СЗР от серьезных аварий в конце и начале рабочего цикла. Усредненное по циклу количество СЗР на 81-96% выше для МЭ-зоны и на 20-25% выше для ДКС-зоны. Результаты для начала и конца цикла можно отыскать в табл. Б.1 и Б.2 Приложения Б.

Таблица 4. Усредненные по циклу последствия серьезных аварий реактора

СИ	НОУ	(ОП)МОХ		Отношение МОХ/НОУ	
		МЭ	ДКС	МЭ	ДКС
СИ-1					
СЗР	7565	13730	9420	1,81	1,25
БЗ	62	88	64	1,42	1,03
СИ-2					
СЗР	2515	4920	3080	1,96	1,22
БЗ	20	28	21	1,40	1,05
СИ-3					
СЗР	1735	3175	2085	1,83	1,20
БЗ	33	28	29	0,85	0,88

Примечание: СЗР – скрытые заболевания раком; БЗ – быстрые заболевания.

Процентное увеличение СЗР примерно в четыре раза меньше для ДКС-зоны по сравнению с МЭ-зоной, что является следствием как уменьшения загрузки активной зоны, так и удаления Am-241 из Pu в результате полировки⁵⁵. При заданной загрузке активной зоны удаление Am-241 уменьшает количество СЗР примерно на 10%.

Меньше возрастает (примерно на 40% для МЭ-зоны и на 5% для ДКС-зоны) количество БЗ от ранних повреждений ЗО. При обходе ЗО, как обнаружено, количество БЗ падает на 12% (от 33 до 29). Но полное количество БЗ примерно в сотни раз меньше количества СЗР.

Анализ чувствительности. Анализ чувствительности был проведен для оценки влияния изменения доли выброса актинидов.

Три СИ для РВД, представленные в табл.3, основаны на средних значениях распределений экспериментальных и аналитических данных для долей выброса каждого класса. Применение средних значений подходит для очень и не очень летучих радионуклидов, поскольку диапазон неопределенностей, как считают, находится в пределах порядка величины. Но для слабо летучих радионуклидов типа актинидов доля выброса может изменяться на несколько порядков величины в зависимости от деталей развития аварии. По этой причине вычисления были повторены для нескольких значений доли выброса актинидов.

Были сравнены три спектра источника (см. табл.5). СИ-С – это то же самое, что СИ-1 из табл.3 с долями выброса актинидов порядка 1%. СИ-В и СИ-Н, куда вводятся высокие и низкие значения долей выброса актинидов, основаны на верхней и нижней границах распределения данных⁵⁶. Результаты показывают, что для МЭ-зоны результаты сильно зависят

ражает явную тенденцию возрастающих последствий от актинидов для активных зон из МОХ.

⁵⁵ Хотя использование активных зон с неполным заполнением МОХ-топливом обладает меньшим годовым риском для населения по сравнению с полностью заполненными МОХ-ом активными зонами, программа распорядка плутонием будет продолжаться дальше, распределяя полный риск на более длинный период. Поскольку возрастание риска примерно пропорционально доле заполнения активной зоны МОХ-топливом, полный риск для населения окажется одинаковым в обоих случаях.

⁵⁶ Анализ ИЯК распределения неопределенностей долей выброса актинидов (NUREG-1465) обнаруживает, что средние значения распределений составляют примерно 1% от полного содержания в активной зоне, верхняя граница в пять раз выше среднего значения. Для стронция (по оценкам) верхние пределы примерно в три раза выше средних значений. Величина СИ-В была получена увеличением долей выброса мало летучих фракций из табл.3 в пять раз, но при этом значения долей не выходили за пределы оценок ИЯК доля верхнего

от величины доли выброса актинидов. Для ДКС-зоны при удалении Am-241 зависимость от доли выброшенных актинидов не столь заметна.

Таблица 5. Усредненная по циклу чувствительность к последствиям доли выброса актинидов (в скобках указана доля выброса радионуклидов класса лантана).

СИ	НОУ	(ОП)МОХ		Отношение МОХ/НОУ	
		МЭ	ДКС	МЭ	ДКС
СИ-С (0,015)					
СЗР	7565	13730	9420	1,81	1,25
БЗ	62	88	64	1,50	1,03
СИ-В (0,06)					
СЗР	13915	32100	18100	2,31	1,30
БЗ	234	407	248	1,74	1,06
СИ-Н (0,003)					
СЗР	4480	6210	4990	1,39	1,11
БЗ	26	32	27	1,23	1,04

Для МЭ-зоны среднее по циклу увеличение числа СЗР занимает диапазон от 39% до 131% при трех значениях долей выброса, что соответствует увеличению числа СЗР от 1730 до 18185 в типичном районе. В наихудшем случае (СИ-В) число *дополнительных* СЗР равно примерно 60% от полного числа раковых заболеваний во всем мире, предсказанных в результате последствий аварии в Чернобыле. Для ДКС-зоны усредненное по циклу число СЗР на 11-30% выше, чем для НОУ-зоны, что соответствует увеличению абсолютных значений СЗР на 510-4185⁵⁷.

Результаты для начала и конца цикла приведены в табл.Б.3 и Б.4 Приложения Б.

Были также подсчитаны результаты для (РП)МОХ в конце рабочего цикла в зависимости от доли выброса актинидов (см. Приложение В). По сравнению с НОУ-зоной содержание в конце цикла Am-241 и Cm-242 выше в 20 и 27 раз, соответственно. Соответствующее число СЗР вырастает на 123-486%, что примерно в четыре раза больше, чем для (ОП)МОХ. Такое значительное увеличение опасности должно стать предметом внимательного рассмотрения во Франции и Японии, которые сейчас используют или планируют использовать (РП)МОХ на своих ядерных станциях.

Если подвести итоги, то мы нашли, что число СЗР от непродолжительного облучения, последующего за серьезной аварией реактора, окажется значительно более высоким для РВД с активной зоной, полностью или частично заполненной (ОП)МОХ, чем для РВД с НОУ-зоной. Ни в одном случае число СЗР было меньшим для (ОП)МОХ-зоны, если не считать некоторых результатов, приведенных в заявлении МЭ.

Вычисление последствий от длительного, хронического облучения, возникающего после аварии реактора, выходит за пределы этой статьи. Такие вычисления требуют применения большего числа других конкретных параметров, чем расчеты, ограниченные временем сразу после аварии, и они связаны с гораздо более высокими неопределенностями. Впрочем, можно ожидать, что затраты на расчистку почвы вырастут в результате более значительного выпадения долгоживущих актинидов.

АНАЛИЗ ЗАГРУЗКИ МОХ-ТОПЛИВОМ С УЧЕТОМ ИНФОРМАЦИИ ОБ ОПАСНОСТИ

По сравнению с НОУ-зоной число СЗР от серьезной аварии, подсчитанное выше, оказалось выше в среднем на 85% для МЭ-зоны или на 22% для ДКС-зоны. Поэтому пол-

уровня (6% для лантана и церия, 41% для стронция). Значения СИ-Н получались путем уменьшения средних значений для всех мало летучих групп в пять раз.

⁵⁷ Для оценки влияния выгорания МОХ на эти результаты был также обсчитан случай, когда МОХ-топливо облучалось только в двух (а не в трех) циклах. Результаты понизились только на несколько процентов.

ный риск, определяемый как сумма произведений вероятностей и последствий для всех последовательностей аварии, будет также выше для МОХ-зон. В этом разделе подсчитывается возрастание риска от замены НОУ на МОХ для двух этих случаев.

Поскольку считается, что основной риск от работы ядерной электростанции мал, подобные возрастания риска вероятнее всего также будут малыми. Впрочем, чтобы судить, будут ли подобные возрастания приемлемыми для ИЯК, их надо оценить в соответствии с используемыми знаниями о риске принципами регулирования, которые сейчас ИЯК вводит в свои инструкции. В отличие от детерминистических инструкций, которые сейчас являются нормой, подход с использованием знания о риске "представляет собой принцип, посредством которого изучение риска рассматривается совместно с другими факторами, чтобы лучше сосредоточить внимание регулирования на вопросах, соразмерных с их важностью для здоровья и безопасности населения."⁵⁸

Можно оценить важность для регулирования, которую представляет возрастание риска применения МОХ, если использовать методику документа ИЯК 1.174. Один из основных принципов этого документа основан на следующем утверждении: "когда предлагаемые изменения приводят к возрастанию риска, возрастания должны быть малыми."

Поскольку расчеты опасности для населения могут быть очень сложными, документ 1.174 определяет более простые цели, которые можно использовать для удовлетворения его указаний. Одна из таких целей выражается на языке вероятности крупного опережающего выброса (ВКОВ) из реактора.

Указания документа 1.174 для рассмотрения в ИЯК таких результатов дополнений к лицензиям, которые приводят к возрастанию ВКОВ (положительное значение Δ ВКОВ), таковы (РГ – реактор-год):

- Δ ВКОВ $< 10^{-7}$ /РГ; заявки будут рассмотрены независимо от того, существуют ли расчеты полного значения ВКОВ.
- 10^{-7} /РГ $< \Delta$ ВКОВ $< 10^{-6}$ /РГ; заявки будут рассматриваться, если только можно разумно показать, что полное значение ВКОВ меньше, чем /РГ.
- 10^{-6} /РГ $< \Delta$ ВКОВ; заявки, как правило, не будут рассматриваться.

Иными словами, если заявитель сможет показать, что Δ ВКОВ меньше порога 10^{-7} /РГ, то изменение может быть сделано без дальнейшей проверки. Если предлагаемое значение Δ ВКОВ по оценкам попадает в следующий класс, то заявителю придется провести более подробные вычисления основного значения ВКОВ для станции и ожидаемого Δ ВКОВ, чтобы подтвердить результат. Наконец, если найдено, что Δ ВКОВ превышает 10^{-6} /РГ, то обычно не разрешается принять изменение. В пределах каждого класса чем выше результат к верхнему пределу, тем более подробным будет анализ ИЯК по проверке заявки⁵⁹.

В настоящее время применение документа 1.174 не является обязательным для части лицензий ИЯК. Но недавно ИЯК одобрил требование к сотрудникам, давая им полномочия применять методы информированного риска для оценки изменений, предлагаемых владельцами лицензий, если даже такой подход не использован в самой лицензии. При анализе требований на дополнение к лицензии сотрудники будут иметь возможность "задавать вопросы о последствиях риска и отвергать предложенные изменения лицензий, когда рассмотрение риска указывает, что изменение окажется неприемлемым (то есть не

⁵⁸ U.S. NRC, *White Paper on Risk-Informed, Performance-Based Regulation* (Washington, DC, undated).

⁵⁹ ИЯК подчеркивает, что правила документа 1.174 не должны использоваться как директивы. Например, заявка, связанная с неприемлемым значением Δ ВКОВ может рассматриваться, если "показано, что существуют не выраженные количественно преимущества, которые не отражены в количественных оценках риска". ДКС может аргументировать, что подобное ходатайство применимо при распоряжении плутонием. Впрочем, придется также рассматривать тот факт, что существуют более безопасные альтернативы распоряжения.

обеспечивает соответствующую защиту”.⁶⁰ ИЯК недавно применил такой подход при рассмотрении предложения станции Каллуэй на использование процесса, называемого “электрооплеткой” и предназначенного для починки дефектов в трубах парогенератора⁶¹.

При определении правил приемки для Δ ВКОВ на основе правил приемки по возрастанию риска документ 1.174 предполагает неявно, что изменения на станции повлияют только на вероятности аварий, а не на их последствия, то есть составы источника выбросов останутся такими же. Впрочем, в случае просьбы о дополнении к лицензии на МОХ изменение риска связано главным образом с изменениями состава источника. Поэтому, чтобы использовать документ 1.174 в данном случае, необходимо изменить подобный подход и учесть изменения последствий.

Для этого можно вычислить “эффективное” изменение ВКОВ (обозначим его ΔB_{eff}), определяемое как возрастание ВКОВ станции с НОУ-топливом, которое дает такое же изменение риска, как и замена НОУ на МОХ при неизменном значении ВКОВ. Эта процедура дает возможность применить использованные в документе 1.174 и основанные на понятии Δ ВКОВ правила приемки для оценки возрастания риска при загрузке реактора МОХ-топливом.

С учетом предположения, что частоты возникновения серьезных аварий, которые дают вклад в ВКОВ, не изменяются при замене НОУ на (ОП)МОХ, можно связать ΔB_{eff} с изменением риска ΔP согласно следующему уравнению:

$$\Delta B_{eff} \equiv \text{ВКОВ} \times \Delta P / P = \text{ВКОВ} \times (1/P) \sum_i (f_i \delta C_i) \quad (1)$$

где f_i - частоты возникновения аварий, дающие вклад в ВКОВ (иными словами, $\text{ВКОВ} = \sum_i f_i$), а величина C_i – это “коэффициент последствия”, который в данной статье определен как усредненная опасность для отдельной личности, находящейся на расстоянии в пределах десяти миль (16 км) от ядерной станции, приобрести раковое заболевание в случае возникновения i -го состояния повреждения станции⁶². Ежегодный риск получения СЗР (согласно определению ИЯК) дается при этом выражением $P = \sum_i (f_i C_i)$. (В состав P входят также дополнительные члены, связанные с поздним разрушением ЗО и с отсутствием ее разрушений, но такие поправки малы по сравнению с основными членами.)

В табл.6 приведены значения коэффициенты C_i (при СЗР) для трех значений составов источника, определенных в табл.3 и усредненных по циклу. Для МЭ-зоны коэффициенты последствия на 74-116% выше тех, что относятся к НОУ-зоне. В случае ДКС-зоны коэффициенты возрастают на 21-30%.

Таблица 6. Коэффициенты последствий для скрытых заболеваний раком

СИ	НОУ	(ОП)МОХ		Отношение МОХ/НОУ	
		МЭ	ДКС	МЭ	ДКС
СИ-1					

⁶⁰ U.S. NRC, *Options for Risk-Informed Revisions to 10 CFR Part 50 “Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities”*, SECY-98-300 (Washington, DC, 1998).

⁶¹ U.S. NRC, *Electrosleeve Amendment Issued to Union Electric Company for Callaway Plant, Unit 1*, SECY-99-199 (Washington, DC, 1999). В этом случае вопрос шел о новой методике для ремонта поврежденных труб парогенератора, поскольку починенные трубы окажутся склонными к повреждениям при высоких температурах, которые появятся при серьезной аварии с охладителем, даже если будет показана их невосприимчивость к повреждениям при более низких температурах, свойственных для аварий, которые предусмотрены в конструкции.

⁶² Документ 1.174 утверждает, что ограничения на ВКОВ являются заменителями т.н. количественных задач по сохранению здоровья (КЗСЗ) для БЗ, которые считаются более ограничивающими, чем КЗСЗ для СЗР (см. примечание 46). Это верно в абсолютном смысле, поскольку КЗСЗ для БЗ меньше, чем КЗСЗ для СЗР. Однако, при загрузке МОХ-топливом изменения в риске для СЗР больше, чем для БЗ. Поэтому ограничение на Δ ВКПВ более консервативно, если оно применено к изменениям в СЗР.

(f=2.8E-7)	0,0214	0,0372	0,0265	1,74	1,24
СИ-2 (f=3.6E-6)	0,0128	0,0276	0,0166	2,16	1,30
СИ-3 (f=3.1E-6)	0,0114	0,0208	0,0138	1,83	1,21

Для станции Секвойя ВКОВ представляет из себя сумму трех частот возникновения аварий, приведенных в табл.6: очень опережающее повреждение ЗО (во время разрушения активной зоны), повреждение ЗО при прорыве сосуда с высоким давлением и обход ЗО. Используя приведенные в табл.6 значения (вместе с частотами возникновения), найдем, что для ДКС-зоны

$$\begin{aligned} \text{ВКОВ} &= 7.0 \times 10^{-6} \\ \text{P(НОУ)} &= 8.74 \times 10^{-8} \\ \text{P(ОП-МОХ)} &= 1.10 \times 10^{-7} \\ \Delta\text{P/P} &= 0.26 \end{aligned}$$

Поэтому с помощью (1) находим, что $\Delta V_{\text{eff}} = 1.8 \times 10^{-6}$, а это превосходит на 80% порог 10^{-6} для $\Delta\text{ВКОВ}$, определенный в документе 1.174. Проведя такие же расчеты для МЭ-зоны, получим, что $\Delta\text{P/P} = 0.99$, а $\Delta V_{\text{eff}} = 6.9 \times 10^{-6}$, что почти в семь раз выше предела.

Расчеты основаны на докладе NUREG-1150, в котором не приняты во внимание внешние побуждающие события. Поскольку такие события вносят значительный вклад как в ВКОВ, так и в ΔV_{eff} , необходимо включить их в анализ.

Внешние события анализируются в индивидуальных анализах на станциях Макгуайр и Катавба. Как обсуждалось ранее, такие анализы не проходили экспертной проверки и поэтому их результаты надо рассматривать как предварительные. Полные значения ВКОВ (с учетом внутренних и внешних событий), рассчитанные компанией Дюк Пауэр, составляют 4.7×10^{-6} и 6.3×10^{-6} для станций Макгуайр и Катавба, соответственно⁶³. На основе этих значений находим, что соответствующие значения ΔV_{eff} для МОХ-плана ДКС составляют 1.2×10^{-6} и 1.6×10^{-6} . В обоих случаях будет превзойден порог 1×10^{-6} и ИЯК будет вынужден принять решение на основе риска запретить использование МОХ на станциях Макгуайр и Катавба или потребовать значительных ограничений в их лицензиях, чтобы понизить операционный риск на станциях до того, как станет возможной загрузка МОХ-топлива. Похоже, что подобные заключения приложимы к большинству других американских ядерных станций⁶⁴.

Это рассмотрение безопасности при использовании МОХ на станциях Макгуайр и Катавба кажется еще менее доверительным в свете недавнего анализа СНЛ где обнаружено, что проведенные компанией Дюк Пауэр индивидуальные анализы значительно недооценивают уязвимость ЗОЛК к взрыву водорода во время серьезных аварий. Из расчетов СНЛ следует, что вероятность опережающего нарушения ЗО (при повреждении активной зоны) на станции Макгуайр составляет 13.9% от внутренних событий, что в семь раз выше значе-

⁶³ Duke Power Company, *McGuire Nuclear Station IPE Submittal Report*, November 1991; *Catawba Nuclear Station IPE Submittal Report*, September 1992.

⁶⁴ Для гораздо большей группы РВД с большими сухими ЗО, например, на станции Норт Энн (до этого года она входила в консорциум ДКС) средние оценки преждевременных повреждений ЗО и ее обхода (только для внутренних событий) составили 5E-6, а среднее значение ВКОВ для всех РВД было найдено равным 9E-6. Если учесть и внешние события, то среднее полное значение ВКОВ, похоже, превысит 1E-5. Тогда можно заключить, что большинство РВД с крупными сухими ЗО также будут нарушать предел документа 1.174 при частичной или полной загрузке активной зоны МОХ-топливом. Хотя реакторы с кипящей водой (РКВ) непосредственно не рассматривались в данной статье, результаты для них должны быть очень близкими к тому, что найдено для РВД. В действительности максимальная доля выброса актинидов при авариях на РКВ, отождествленная по данным ИЯК, составляет 11%, а это почти вдвое выше, чем для РВД. Поскольку среднее значение ВКОВ (только для внутренних событий) у американских РКВ составляет примерно 5E-6. Эффективные значения $\Delta\text{ВКОВ}$ для РКВ должны быть близки к значениям для РВД.

ния, приведенного в индивидуальном анализе⁶⁵. С учетом этого результата значение ВКОВ для внутренних событий возрастает на станции Макгуайр до 6.7×10^{-6} . Если включить и внешние события, то полное значение ВКОВ превзойдет 1×10^{-6} (см.⁶⁶). В соответствии с документом 1.174 те станции, на которых значения ВКОВ превосходят 1×10^{-5} , не могут производить изменения, приводящие к возрастанию ВКОВ более, чем на 1×10^{-7} . Поскольку ΔV_{eff} для ДКС-зоны более, чем в десять раз, выше этого порога, данный анализ усиливает вывод, что применение МОХ на станции Макгуайр приведет к неприемлемому риску и поэтому не должно быть разрешено.

Поэтому до тех пор, пока консорциум ДКС не сможет убедительно показать, что значение ВКОВ на станции Макгуайр в действительности гораздо меньше, чем следует из недавнего анализа СНЛ, кажется маловероятным, чтобы было выдано разрешение на загрузку МОХ-топлива в этот реактор.

В соответствии с приведенными результатами возрастание риска от замены НОУ на (ОП)МОХ во всей активной зоне или в ее части превысит порог документа 1.174 на большинстве американских РВД. Это не подразумевает запрета на использование МОХ со стороны ИЯК, особенно если он придет к заключению, что не поддающиеся количественной оценке преимущества от распоряжения плутонием перевесят возрастание риска. Тем не менее, как минимум, любому предприятию, желающему использовать МОХ, придется провести детальный вероятностный анализ риска на третьем уровне для своих ядерных станций как для случая НОУ-топлива, так и для случая частичного заполнения активной зоны МОХ-топливом, и это предприятие может столкнуться со значительными и дорогими ограничениями на операционные лицензии для своих станций.

ВЕРОЯТНОСТИ СЕРЬЕЗНЫХ АВАРИЙ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ С МОХ

В предыдущем анализе риска предполагалось, что МОХ-топливо не повлияет на вероятности серьезных аварий. Впрочем, как уже обсуждалось ранее, МОХ-топливо и НОУ-топливо обладают различными нейтронными и термомеханическими свойствами. В результате вероятности развития серьезных аварий могут возрасти, уменьшиться или остаться неизменными при использовании (ОП)МОХ-топлива. Последующий качественный анализ допускает, что вероятности наиболее важных с точки зрения риска аварий на РВД с НОУ-топливом окажутся сравнимыми или даже меньшими, чем на РВД с МОХ-топливом. Поэтому предположение о том, что вероятности одни и те же, скорее не переоценивает риск от МОХ, а в действительности недооценивает его.

Предшественники аварий на РВД можно сгруппировать в три указанные ниже категории: (1) вызывающие возрастание мощности, (2) вызывающие возрастание температуры или давления в охлаждающем контуре, (3) вызывающие понижение температуры или дав-

⁶⁵ Pilch, Bergeron and Gregory, *Assessment of DCH for Ice Condensers*, xviii.

⁶⁶ Оценки частоты появления повреждений активной зоны, вызванных внутренними событиями, для станции Макгуайр дают величину $4.0 \text{E-}5$. Оценки СНЛ для частоты появления опережающих повреждений ЗО составляют 13.9% от этой величины, или $5.6 \text{E-}6$ (а оценки Макгуайра дают $8.2 \text{E-}7$). Если добавить полученные оценки появления обхода ЗО ($9.6 \text{E-}7$) и повреждений изоляции ЗО ($1.3 \text{E-}7$), то полное значение ВКОВ для внутренних событий окажется равным $6.7 \text{E-}6$. Если допустить, что то же самое значение условной вероятности 13.9% применимо также и к внешним событиям, то аналогичные вычисления дадут значение ВКОВ для внешних событий, равное $5.0 \text{E-}6$, а полное значение ВКОВ составит $1.2 \text{E-}5$. Впрочем, при таком предположении недооценивается риск от внешних событий, поскольку они, как представляется, более часто приводят к опережающим повреждениям ЗО, чем внутреннее, особенно на станциях с ЗОЛК. Это происходит по той причине, что внешние события гораздо чаще связаны с потерей внешнего энергопитания, которые почти неизбежно приведут к опережающему повреждению ЗО в результате взрыва водорода из-за отказа системы воспламенителя водорода, питаемой переменным током (см. предыдущую ссылку, стр.113).

ления охладителя⁶⁷. Предшественником ограниченных возможностей для первой категории служит удаление блока управляющих стержней, для второй – авария с потерей охладителя, а для третьей – прорыв основного паропровода.

Если основываться только на рассмотрении одной реактивности, то предшественники в первой категории могут быть более или менее суровыми в активных зонах из МОХ, во второй – могут быть менее суровыми, а в третьей - будут более суровыми. (Однако, если принять во внимание термомеханические различия двух видов топлива, любые преимущества МОХ становятся менее очевидными.) Общее воздействие применения МОХ-топлива на полную частоту появления повреждений активной зоны и на ВКОВ зависит от относительной вероятности этих типов аварий, которые различны для каждой ядерной станции.

Решение этого вопроса потребует проведение ВОР, ориентированного на конкретную станцию с активной зоной из МОХ.

Потеря управляющих стержней. Первичная охлаждающая система на РВД поддерживается под высоким давлением. Если блок управляющих стержней освободится из своего гнезда, он может оказаться выброшенным из активной зоны. Это приведет к аварии с включением реактивности – быстрому возрастанию реактивности с пиками локальной мощности, которые могут привести к повреждениям топлива.

Компания Вестингауз анализировала случаи выброса блока управляющих стержней из активной зоны, частично заполненной (ОП)МОХ⁶⁸. Трудно предсказать, окажется ли такая авария более суровой в активной зоне, полностью состоящей из МОХ, поскольку это зависит от ряда конкурирующих факторов, включая реактивную способность выброшенного блока и долю запаздывающих нейтронов. Для активной зоны с частичным заполнением МОХ реактивная способность отдельного блока управляющих стержней уменьшается и при выбросе возрастание реактивности будет меньшим. Однако, итоговое возрастание мощности может оказаться более быстрым, поскольку доля запаздывающих нейтронов также падает. Согласно анализу компании Вестингауз меньшая реактивная способность блока управляющих стержней наряду с более отрицательными коэффициентами реактивности "более, чем компенсируют неблагоприятное воздействие на долю запаздывающих нейтронов."

В частности, при выбросе блока управляющих стержней в конце цикла (когда степень выгорания также будет наибольшей) максимальная энтальпия, как обнаружено, составит 150 кал/г. Поскольку в анализе компании Вестингауз применяется справедливый для НОУ критерий, что оболочка топливных элементов останется неповрежденной, если максимальная энтальпия топливного стержня (поглощенное тепло) не превысит 200 кал/г, предсказывается, что повреждения топлива не произойдет.

Но в этом анализе не принимается во внимание экспериментальный факт от опытного реактора Кабри, что при высоких уровнях выгорания МОХ-топливо менее устойчиво к вводу реактивности, чем НОУ-топливо. В действительности подсчитанная максимальная энтальпия превосходит значение 120 кал/г, при котором наблюдалось растрескивание стержня МОХ в опытах на Кабри. Поэтому возрастающая уязвимость МОХ-топлива при высоком уровне выгорания может аннулировать благоприятный эффект меньшей реактивной способности стержня, если только не наложить на МОХ-топливо серьезные ограничения по уровню выгорания.

Более того, консорциум ДКС может изменить материал управляющих стержней на своих станциях для увеличения реактивной способности стержня, а при этом окажется неверным предположение о том, что в активной зоне из МОХ реактивная способность выброшенного стержня окажется меньше. Поэтому вряд ли такой переходный процесс окажется более благоприятным для ДКС-зон.

Аварии с потерей охладителя. Аварии с потерей охладителя, инициируемые либо непосредственно (при разрыве трубы), либо косвенно (при потере охлаждения отдельных компонентов, что может привести к повреждениям прокладок в насосах), считаются одними

⁶⁷ U.S. NRC, *Final Generic Environmental Impact Statement on the Use of Recycle Plutonium in Mixed-Oxide Fuel in Light Water Cooled Reactors* (GESMO), NUREG-0002 (Washington, DC, 1975), IV C-61.

⁶⁸ Компания Вестингауз утверждает также, что был проведен анализ для заполнения всей активной зоны МОХ-топливом, но тщательное прочтение ее доклада указывает, что в действительности этого не было сделано.

из наиболее значительных с точки зрения риска. Например, рассмотрение риска на станции Катавба оценивает, что доля таких аварий составляет более 80% от вероятности всех внутренних событий. Вероятность того, что авария с потерей охладителя приведет к повреждению активной зоны, зависит от того, до какой степени окажется поврежденной оболочка топливных стержней, прежде чем будет включено аварийное охлаждение активной зоны, а это в свою очередь зависит от температуры топливного стержня. Хотя скорость затухания генерации тепла будет слегка меньшей в МОХ-топливе по сравнению с НОУ-топливом сразу после отключения (поскольку тепловой поток меньше), теплопроводность МОХ-топлива примерно на 10% меньше и температура на осевой линии будет выше на 50° С.

Так как МОХ-топливо обладает более высокой температурой на осевой линии, чем НОУ-топливо, рост температуры оболочки стержня и темпы ее окисления на начальных стадиях аварии с потерей охладителя могут оказаться выше, чем для НОУ-топлива, и поэтому для активных зон из МОХ окажется труднее удовлетворить требованиям ИЯК об ослаблении возможностей аварий с потерей охладителя⁶⁹.

При некоторых переходных процессах, приводящих к повышению температуры охладителя (например, при потере теплосброса) более сильная отрицательная обратная связь по температуре в активных зонах из МОХ может оказаться, в принципе, выгодной при более быстром подведении реактора к подкритичному состоянию. Но, как ожидается, при таких авариях реактор автоматически отключится в ответ на сигналы о повышении температуры или давления, после чего основной заботой станет удаление тепла. Поэтому единственными событиями, при которых можно извлечь выгоду из такого свойства МОХ-топлива, это события, когда реактор отказывается отключаться, но в РВД они относительно редки. Например, по оценкам для станции Катавба такие события составляют менее 3% от всех внутренних событий. Поэтому сокращение опасностей от явлений подобного типа всего лишь слегка повлияет на ВКОВ.

Переходные процессы с переохлаждением и тепловые удары при высоком давлении. Более отрицательный температурный коэффициент замедлителя в активных зонах из МОХ может сделать события переохлаждения более опасными, поскольку заданный темп падения температуры связывается с большим темпом возрастания реактивности. Ход переохлаждения может быть инициирован многими различными событиями, большинство которых связано с утечками во вторичной системе охлаждения. Это может произойти либо при неполадках в трубах (например, прорыв основного паропровода), либо в результате останова реактора, за которой последует отказ крана, перекрывающего трубу. Другие типы событий, например, прорыв трубы парогенератора или небольшая потеря охладителя, также могут вызвать переходные процессы с переохлаждением.

Прорыв основного паропровода с обоих концов в момент, когда активная зона находится в нагретом состоянии, рассматривается в качестве наиболее серьезного переходного процесса этого класса. При такой аварии начинают падать давление и температура в системе охлаждения реактора (СОР). При некоторых конфигурациях активной зоны реактор может достичь критичности и вернуться к выделению мощности. Такая авария поначалу ослабляется автоматической системой введения безопасности, при которой водный раствор бора впускается в активную зону, а затем по мере того, как давление продолжает падать, пассивными аккумуляторами, которые заполняют активную зону водой с большим содержанием бора.

Компания Вестингауз проанализировала такую аварию при частичном и полном заполнении активной зоны (ОП)МОХ-топливом в своем докладе 1996 г. Она обнаружила, что даже хотя возврат к критичности и пиковой мощности активной зоны происходил быстрее в МОХ-зоне, пределы безопасности не были превышены.

Однако, при этом не было рассмотрено особенно опасное следствие подобной аварии, при котором, похоже, произойдут повреждения активной зоны и ЗО: прорыв корпуса реактора в результате теплового удара под давлением (ТУД). ТУД может произойти, если температура корпуса реактора уменьшится ниже порога (называемого температурой потери пластичности), когда корпус находится под давлением, или когда давление снято, но корпус еще остается холодным. Риск ТУД увеличивается при старении корпуса реактора, потому

⁶⁹ U.S. NRC, *Mixed-Oxide Fuel*.

что облучение его нейтронным потоком при работе реактора медленно увеличивает температуру потери пластичности – этот процесс называется нейтронным охрупчиванием.

Чтобы препятствовать появлению ТУД вслед за двусторонним прорывом паропровода, необходимы два действия со стороны оператора: подсоединение вспомогательной системы подачи воды к нарушенной петле и подсоединение системы безопасности. Первое действие остановит падение температуры в СОР, а второе помешает снижению давления до потенциально опасного уровня.

Результаты моделирования ТУД в РВД с МОХ-топливом, проведенного компанией Вестингауз, указывают, что темпы падения температуры СОР гораздо выше при активной зоне из МОХ (как при частичном, так и при полном заполнении), чем в НОУ-зоне. Через 400 с средняя температура СОР падает на 117° С до 177° С в МОХ-зоне (с полным заполнением), а в НОУ-зоне температура СОР падает всего примерно на 67° С до 227° С. Как указывает ИЯК, "конечные температуры около 177° С или меньше, как ожидается, будут инициировать потенциальные события типа ТУД"⁷⁰. Поскольку температура СОР при использовании МОХ скорее попадает в опасную область, чем при НОУ-зоне, оператор должен быстрее подключать систему подачи воды, чтобы остановить спад температуры. Это снижает вероятность того, что оператор сможет действовать своевременно для спасения корпуса.

Кроме того, как ожидается, темпы нейтронного охрупчивания будут выше в МОХ-зоне из-за создания более высокого потока нейтронов с энергиями свыше 1 МэВ⁷¹. Поэтому опасность появления ТУД может быть выше в МОХ-зоне по двум причинам – более высокая вероятность событий, которые могут переохладить корпус реактора до опасно низкой температуры, и более высокая температура потери пластичности.

ТУД представляет особую заботу для российских РВД (ВВЭР), которые особенно склонны к охрупчиванию корпуса реактора, как отмечает МАГАТЭ. Этот факт не следует выпускать из-под внимания в тот время, когда США и Россия продолжают разрабатывать планы использования МОХ-топлива на российских атомных станциях ВВЭР-1000.

Для получения полной картины влияния МОХ-топлива на вероятности серьезных аварий такой анализ придется проводить с количественными деталями для каждого пути развития аварии. Впрочем, маловероятно, чтобы какие-либо уменьшения вероятностей аварий, происходящих в случае использования МОХ, оказались достаточно большими, чтобы повлиять на выводы данной статьи.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

План МЭ распорядиться плутонием из боеголовок путем использования его в виде МОХ-топлива в четырех существующих коммерческих ядерных реакторах (Катавба-I и –II, Макгуайр-I и –II) приведет к значительной опасности для населения. В этой статье приведена оценка, что загрузка сорока процентов активной зоны этих реакторов МОХ-топливом, содержащим очищенный оружейный плутоний вызовет в среднем увеличение на 26% риска скрытого заболевания раком среди населения в результате серьезной аварии. Такое увеличение риска эквивалентно тому, что произойдет в случае возрастания в такой же степени вероятности крупного опережающего радиологического выброса (ВКОВ).

ИЯК обладает полномочиями изучать последствия риска при заявке на дополнения к лицензии, даже если соблюдены все требования регулирования, когда у него имеются основания полагать, что заявка не обеспечит адекватной защиты здоровья и безопасности населения. В соответствии с руководством по регулированию 1.174 изменения в работе станции, увеличивающие ВКОВ на 25%, будут разрешены только для станций с проектным зна-

⁷⁰ U.S. NRC, *Pressured Thermal Shock (PTS)*, SECY-82-464 (Washington, DC, 1982), G-1.

⁷¹ Консорциум ДКС планирует ограничить флюенс быстрых нейтронов на корпусе реактора путем применения "схемы с низкой утечкой", когда свежие сборки МОХ-топлива не загружаются в места вблизи периферии активной зоны. Впрочем, при такой схеме могут возрасти пики мощности, а это привело к трудностям на одной (по крайней мере) европейской станции, где применялась МОХ. Не ясно, можно ли адекватно решить обе эти проблемы в одно и то же время.

чением ВКОВ 4×10^{-6} или меньше. Далее, на станциях со значениями ВКОВ свыше 1×10^{-5} нельзя делать изменений, которые увеличат ВКОВ более, чем на 1×10^{-7} .

Проведенные компанией Дюк Пауэр индивидуальные оценки риска привели к выводу, что значения ВКОВ как для станции Катавба, так и для станции Макгуайр, превышают 4×10^{-6} . Более того, последние исследования в СНЛ показали, что ВКОВ для станции Макгуайр превысит 1×10^{-5} , если принять во внимание уязвимость защитных оболочек с ледовым конденсатором к взрывам водорода. Поэтому у ИЯК будут основания запретить использование МОХ-топлива на станциях Катавба и Макгуайр до тех пор, пока консорциум ДКС не примет меры к значительному уменьшению исходных значений ВКОВ на этих станциях или не покажет на основе пересмотренных расчетов, что существующий риск намного меньше, чем указано в его предыдущем анализе. В любом случае консорциуму ДКС придется провести индивидуальные анализы риска с учетом МОХ, которые подвергнутся экспертной проверке и будут соответствовать новым стандартам контроля за качеством, находящимся сейчас на стадии разработки.

Указанные выше возрастания риска были подсчитаны в предположении, что применение МОХ-топлива не увеличит вероятности аварии. Однако, это может быть не так. Опасения относительно устойчивости сильно выгоревшего МОХ-топлива в случае аварии заставило французских специалистов, ответственных за ядерную безопасность, ограничить средний уровень выгорания сборок МОХ-топлива величиной примерно 41 ГВт-д/т, в то время как НОУ-топливу разрешено выгорать до уровня 52 ГВт-д/т. Соединенным Штатам следует поступить аналогично и ограничить усредненный по сборке уровень выгорания МОХ-топлива величиной 41 ГВт-д/т до решения подобных проблем безопасности. Это представит финансовое неудобство для консорциума ДКС, который намеревался в начале программы облучать сборки МОХ-топлива до 45 ГВт-д/т, а в дальнейшем повышать предел выгорания.

Американский план вдохновить Россию на использование (ОП)МОХ-топлива на российских и украинских реакторах ВВЭР-1000 приводит к еще большему риску, чем планы США использовать у себя (ОП)МОХ. Реакторы ВВЭР-1000 не удовлетворяют западным стандартам безопасности в таких критических аспектах, как защита от загорания, приборы и системы управления.

Кроме того, корпуса реакторов для ВВЭР-1000 сильно подвержены охрупчиванию. США не требуют, чтобы такие реакторы были обновлены и полностью удовлетворяли западным стандартам безопасности, а это будет стоить порядка 150 миллионов долларов на каждый реактор. С учетом того, что применение МОХ увеличит риск даже на тех станциях, которые удовлетворяют западным стандартам, попытка завлечь Россию на применение МОХ в реакторах ВВЭР-1000 без обеспечения максимального соблюдения безопасности кажется неблагоприятной.

Приложение А

РАСЧЕТ СОСТАВА АКТИВНОЙ ЗОНЫ ДЛЯ НОУ И (ОП)МОХ

Это приложение содержит дополнительную информацию, необходимую для выполнения расчетов по программе SCALE 4.3, о которой сказано ранее, а также результаты таких вычислений для 58 радионуклидов. В табл. А.1 приведены размеры топливныхборок РВД, учтенные при расчетах.

Таблица А.1. Спецификация топливной сборки

Параметр топлива	Значение
Масса сборки (т ТМ)	0,423
Число топливных стержней на сборку	264
Активная длина (см)	365,76
Шаг размещения стержня (см)	1,2598
Внешний диаметр оболочки стержня (см)	0,9144

Внутренний диаметр оболочки стержня (см)	0,8001
Внешний диаметр стержня (см)	0,7844

Необходимо знать также удельную мощность топливной сборки для каждой загрузки. При расчетах, соответствовавших концу рабочего цикла, удельная мощность для каждой загрузки приблизительно определялась усредненной по всей активной зоне мощностью вблизи средней точки равновесного цикла (табл. А.2). Различные темпы изменений реактивности в зависимости от выгорания двух типов топлива приводили к слегка отличным значениям мощности сборки и истории облучения. Расчеты, соответствовавшие началу рабочего цикла, были выполнены для времени облучения 3.4 дня, что соответствовало выгоранию пере-загруженного топлива около 0.15 ГВт-д/т.

Таблица А.2. История облучения активной зоны

Загрузка	Число сборок	Мощность	Выгорание
НОУ			
Исходный	88	53,9	24790
Выгоревший	88	38,9	42690
Дважды выгоревший	17	15,4	49770
Усредненное по активной зоне выгорание в конце цикла			35150
ОП			
Исходный	92	49,6	23860
Выгоревший	92	39,6	42910
Дважды выгоревший	9	25,0	54980
Усредненное по активной зоне выгорание в конце цикла			34390
Примечание: Мощность означает среднюю мощность в середине цикла (МВт/т); Выгорание означает среднее выгорание (МВт-д/т).			

Результаты для заполнения всей активной зоны МОХ-топливом

В табл. А.3 приводятся результаты расчета содержания радионуклидов на конец рабочего цикла в активных зонах из НОУ и (ОП)МОХ (заполнение на 100%). Содержание продуктов деления редко различается более, чем вдвое, для этих двух типов активной зоны. Впрочем, некоторые важные с радиологической точки зрения радионуклиды увеличивают свое содержание в (ОП)МОХ-зоне, например, слаболетучие изотопы рутения, сурьмы и теллура, а среди тех, чье содержание уменьшается, содержатся еще менее летучие радионуклиды, например, иттрий, стронций и церий.

Табл. А.4 приводит содержание актинидов в активных зонах из НОУ и (ОП)МОХ (при заполнении на 100%) на начало рабочего цикла. Поскольку содержание трансурановых (ТРУ) элементов (Np, Pu, Am, Cm) в активной зоне из НОУ гораздо меньше на начало активного цикла, а концентрация плутония близка к максимуму в МОХ-зоне, отношения МОХ/НОУ для большинства более высоких актинидов выше в начале рабочего цикла, чем в конце. Табл. А.3 демонстрирует содержание ТРУ в конце рабочего цикла для варианта ДКС, когда (ОП)МОХ заполняет 40% активной зоны и происходит "полировка" плутония. Значительно меньшее содержание актинидов очевидно.

Экстраполяция на активные зоны с частичным заполнением МОХ

Содержание радионуклидов в активных зонах с частичным заполнением МОХ можно оценить из содержания в зоне, целиком заполненной МОХ, путем линейного уменьшения результатов с учетом доли МОХ в зоне. Например, в случае 40%-го заполнения активной зоны МОХ-топливом (78 сборок МОХ) можно выразить содержание в единицах значений для НОУ и 100%-го МОХ согласно уравнению

$$I_{0.4} = 55(U_0 + U_1) + 37(M_0 + M_1) + 5U_2 + 4M_2,$$

где U_0 - содержание в НОУ-топливе первого цикла и т.д. При этом считается, что среднее обогащение плутония в перезагруженном МОХ-топливе не меняется при переходе от частичного заполнения активной зоны МОХ-топливом к полному.

Такая оценка зависит от предположения, что содержание радионуклида в МОХ-сборке не чувствительно к различию нейтронных спектров для полного и частичного МОХ-заполнения активной зоны. Справедливость такого предположения очевидна из графиков, которые представлены в исследовании, проведенном компанией Вестингауз в 1996 г. и посвященном содержанию плутония в зависимости от выгорания МОХ-сборок с практически одинаковым обогащением делящимся плутонием (4.5% и 4.515%), причем эти сборки облучались в активных зонах с частичным и полным МОХ-заполнением, соответственно. Сравнение двух этих графиков не обнаруживает никакой заметной разницы в изотопном составе плутония на двух сборках, откуда следует, что такое различие явно ниже 1% при всех уровнях выгорания. Содержания остальных актинидов должны обладать такой же зависимостью от нейтронного спектра, а содержание продуктов деления должно иметь еще меньшую зависимость. Отсюда можно заключить, что линейное приближение к определению содержания радионуклидов при неполной загрузке активной зоны МОХ-топливом оказывается разумным.

Приложение Б

ПОСЛЕДСТВИЯ СЕРЬЕЗНОЙ АВАРИИ В КОНЦЕ И НАЧАЛЕ РАБОЧЕГО ЦИКЛА

Результаты расчета по программе MACCS2 для последствий серьезной аварии в конце и начале рабочего цикла представлены на табл. Б.1-Б.4. Информация из этих таблиц была использована для расчета последствий, усредненных по циклу. В табл. Б.1 и Б.2 содержатся данные для трех составов источника выброса (СИ) при серьезной аварии, которые приведены ранее в табл.3, а в табл. Б.3 и Б.4 представлены результаты при различных долях выброса актинидов. Мерой последствий служат количество скрытых заболеваний раком (СЗР) и быстрых заболеваний (БЗ).

Приложение В

ПОСЛЕДСТВИЯ ПРИМЕНЕНИЯ ПЛУТОНИЯ РЕАКТОРНОГО КАЧЕСТВА В МОХ-ТОПЛИВЕ

Применение плутония реакторного качества (РП) для МОХ в ЛВР приводит к даже более серьезным последствиям, чем применение (ОП)МОХ. Поскольку (РП)МОХ содержит гораздо больший процент тяжелых изотопов (Pu-240, Pu-241 и Pu-242), концентрации радиологически важных актинидов типа Am и Cm более быстро возрастает во время облучения (РП)МОХ в реакторе. Более того, поскольку Pu-240 и Pu-242 ухудшают реактивные свойства МОХ-топлива, концентрация всего РП должна быть выше, чем ОП, для получения сравнимого энергосодержания в топливе.

Таблица А.3. Содержание радионуклидов (в единицах МКи) в активной зоне типа МЭ (100%-ное заполнение) на конец рабочего цикла

	НОУ-зона	(ОП)МОХ-зона	Отношение МОХ/НОУ
Продукты деления			
Kr-85	0,8277	0,4527	0,55
Kr-85m	24,39	14,79	0,61
Kr-87	49,04	28,42	0,58
Kr-88	68,26	37,96	0,56
Rb-86	0,1338	0,07278	0,54
Sr-89	97,49	50,21	0,52
Sr-90	7,11	3,248	0,46
Sr-91	118,9	71,48	0,6
Sr-92	125,7	84,52	0,67
Y-90	7,409	3,346	0,45
Y-91	125,6	73,07	0,58
Y-92	126,7	84,99	0,67
Y-93	95,93	71,4	0,74
Zr-95	165,6	136,2	0,82
Zr-97	153,9	142	0,92
Nb-95	166,1	136,1	0,82
Mo-99	177,2	172,9	0,98
Tc-99m	155,7	151,8	0,97
Ru-103	143,8	190	1,32
Ru-105	95,98	149,9	1,56
Ru-106	42,57	90,6	2,13

	НОУ-зона	(ОП)МОХ-зона	Отношение МОХ/НОУ
--	----------	--------------	-------------------

Rh-105	90,07	143	1,59
Sb-127	7,812	11,13	1,42
Sb-129	29,67	35,19	1,19
Te-127	7,662	11,11	1,45
Te-127m	1,24	1,974	1,59
Te-129	28,21	33,68	1,19
Te-129m	5,706	7,054	1,24
Te-131m	18,2	23,66	1,3
Te-132	135,1	139,1	1,03
I-131	93,95	99,8	1,06
I-132	137,4	142,9	1,04
I-133	194,7	191,3	0,98
I-134	216,4	205,1	0,95
I-135	185,6	183,9	0,99
Xe-133	194,8	191,7	0,98
Xe-135	45,87	77,02	1,68
Cs-134	12,47	11,99	0,96
Cs-136	3,722	6,213	1,67
Cs-137	9,422	9,331	0,99
Ba-139	172,5	159,4	0,92
Ba-140	174	161,7	0,93
La-140	179,8	165,6	0,92
La-141	158	145,5	0,92
La-142	154,5	139,1	0,9
Ce-141	159,9	147,9	0,92
Ce-143	148,5	126,4	0,85
Ce-144	115,3	90,35	0,78
Pr-143	145,7	124	0,85
Nd-147	63,73	60,33	0,95
Актиниды			
Np-239	1755	1692	0,96
Pu-238	0,2152	0,2946	1,37
Pu-239	0,02667	0,08829	3,31
Pu-240	0,03479	0,1534	4,41
Pu-241	10,62	38,01	3,58
Am-241	0,00973	0,06633	6,84
Cm-242	2,965	21,37	7,21
Cm-244	0,1757	0,5386	3,07

Таблица А.4. Содержание актинидов (в единицах МКи) в активной зоне типа МЭ (100%-ное заполнение) на начало рабочего цикла

	НОУ-зона	(ОП)МОХ-зона	Отношение МОХ/НОУ
Актиниды			
Np-239	984,6	966,5	0,98
Pu-238	0,06494	0,1227	1,89
Pu-239	0,01443	0,1577	10,9
Pu-240	0,01516	0,1049	6,92
Pu-241	4,664	18,43	3,95
Am-241	0,00365	0,07942	21,8
Cm-242	0,6998	8,807	12,6
Cm-244	0,03244	0,09869	3,04

Таблица А.5. Содержание актинидов (в единицах МКи) в активной зоне типа ДКС (40%-ное заполнение) на конец рабочего цикла

	НОУ-зона	(ОП)МОХ-зона	Отношение МОХ/НОУ
Актиниды			
Np-239	1755	1735	0,99
Pu-238	0,2152	0,1926	0,89
Pu-239	0,02667	0,05216	1,96
Pu-240	0,03479	0,08289	2,38
Pu-241	10,62	21,741	2,05
Am-241	0,00973	0,0245	2,52
Cm-242	2,965	6,458	2,18
Cm-244	0,1757	0,3007	1,71

Таблица Б.1. Последствия серьезных аварий реактора в конце цикла

СИ	НОУ	(ОП)МОХ		Отношение МОХ/НОУ	
		МЭ	ДКС	МЭ	ДКС
СИ-1	11000 86	18800 129	13600 91	1,71 1,50	1,34 1,06
СЗР					
БЗ					
СИ-2	3620 30	6690 40	4380 31	1,85 1,33	1,21 1,03
СЗР					
БЗ					
СИ-3	2410 35	2480 34	2900 33	1,78 0,97	1,20 0,94
СЗР					
БЗ					

Таблица Б.2. Последствия серьезных аварий реактора в начале цикла

СИ	НОУ	(ОП)МОХ		Отношение МОХ/НОУ	
		МЭ	ДКС	МЭ	ДКС
СИ-1	4130 37	8660 47	5240 36	2,10 1,27	1,27 0,97
СЗР					
БЗ					
СИ-2	1410 10	3150 15	1780 10	2,23 1,50	1,26 1,00
СЗР					
БЗ					
СИ-3	1060 30	2070 21	1270 25	1,95 0,70	1,20 0,83
СЗР					
БЗ					

Для оценки влияния этих эффектов были проведены расчеты, аналогичные проведенным ранее, для полного заполнения активной зоны МОХ-топливом, содержащим плутоний из отработанного топлива ЛВР после выгорания до уровня 44 ГВт-д/т (см. табл.2, где приведен начальный изотопный состав РП). Япония собирается построить ЛВР, который будет использовать активную зону, полностью заполненную (РП)МОХ-топливом. Предполагается, что отработанное топливо охлаждается в течение 9 лет до переработки, а свежее (РП)МОХ-топливо хранится еще три года перед загрузкой в реактор. Было подсчитано, что полная концентрация РП в свежем топливе, необходимая для получения характеристик, эквивалентных тем, которые дает НОУ с обогащением 4.25%, составит 8.3%, что почти вдвое превысит концентрацию ОП. Все остальные параметры остались неизменными по сравнению с расчетами для (ОП)МОХ. Хотя отдельные параметры (например, средняя мощность топливной сборки при каждой загрузке) будут иными для (РП)МОХ-топлива, ожидается, что различия не окажут большого влияния на расчетные содержание радионуклидов в активной зоне.

В табл. В.1 сравниваются расчеты содержания актинидов в активных зонах из НОУ и (РП)МОХ.

Таблица Б.3. Чувствительность последствий аварии в конце рабочего цикла к доле выброшенных актинидов (она указана в скобках)

СИ	НОУ	(ОП)МОХ		Отношение МОХ/НОУ	
		МЭ	ДКС	МЭ	ДКС
СИ-С (0,015)					
СЗР	11000	18800	13600	1,72	1,24
БЗ	86	129	91	1,50	1,06
СИ-В (0,06)					
СЗР	20300	44500	26100	2,19	1,29
БЗ	359	625	391	1,74	1,09
СИ-Н (0,003)					
СЗР	6410	8680	7140	1,35	1,11
БЗ	38	44	39	1,16	1,03

Таблица Б.4. Чувствительность последствий аварии в начале рабочего цикла к доле выброшенных актинидов (она указана в скобках)

СИ	НОУ	(ОП)МОХ		Отношение МОХ/НОУ	
		МЭ	ДКС	МЭ	ДКС
СИ-С (0,015)					
СЗР	4130	8660	5240	2,10	1,24
БЗ	37	47	36	1,27	0,97
СИ-В (0,06)					
СЗР	7530	19700	10100	2,62	1,34
БЗ	108	188	105	1,74	0,97
СИ-Н (0,003)					
СЗР	2550	3740	2840	1,47	1,11
БЗ	14	20	15	1,43	1,07

Таблица В.1. Содержание актинидов в конце рабочего цикла для активной зоны из (РП)МОХ (в единицах Мки)

	НОУ-зона	(ОП)МОХ-зона	Отношение МОХ/НОУ
Актиниды			
Np-239	1755	1443	0,82
Pu-238	0,2152	2,667	12,4
Pu-239	0,02667	0,1368	5,13
Pu-240	0,03479	0,3532	10,2
Pu-241	10,62	86,51	8,15
Am-241	0,00973	0,26	26,7
Cm-242	2,965	58,29	19,7
Cm-244	0,1757	3,801	21,6

На основе представленных выше данных были повторены проведенные в предыдущих разделах расчеты по программе MACCS2. Их результаты приведены в табл. В.2. Сравнивая табл. В.2 и Б.3, находим, что процентное возрастание СЗР для РП примерно в четыре раза выше, чем для ОП.

Таблица В.2. Последствия серьезных аварий при активной зоне из (РП)МОХ на конец рабочего цикла

СИ	(РП)МОХ	Отношение МОХ/НОУ
СИ-С СЗР БЗ	43600 299	3,96 3,48
СИ-В СЗР БЗ	119000 1590	5,86 4,42
СИ-Н СЗР БЗ	14300 59	2,23 1,58