

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГИЯ: МИФ И РЕАЛЬНОСТЬ
НО. 2 | ДЕКАБРЬ 2005 | РУССКАЯ ВЕРСИЯ

Ядерный реактор как источник опасности

Публикация, посвященная ядерным проблемам No. 2

АВТОР: ЭНТОНИ ФРОГГАТТ

Содержание

Введение

Виды атомных реакторов и их недостатки

Изнашивание, PLEX и безопасность

Угроза терроризма

Дополнительная информация

Ссылки

Об авторе

Энтони Фроггатт работает независимым консультантом в сфере энергетики в Европе и соседних государствах. Является автором различных отчетов и брифингов по европейской и глобальной политике в области энергетики для различных организаций, включая Financial Times, Green/EFA Group в Европейском Парламенте, Eurosafe (Агентство ядерного регулирования во Франции и Германии), Greenpeace International, Friends of the Earth, WWF. Также давал свидетельские показания на заседаниях парламентских комиссий в Австрии, Германии и Европейском Союзе. Взаимодействует с группами защитников окружающей среды в Восточной Европе, помогая создавать сеть по рациональному использованию электроэнергии. Является регулярным докладчиком на конференциях и обучающих программах, проходящих в регионе и ЕС. В прошлом Энтони Фроггатт девять лет трудился в качестве участника и координатора ядерных программ в Greenpeace International.

Данная работа основана на докладе Greenpeace International «Ядерные реакторы и риски, связанные с их использованием. Опасность применения существующих ядерных технологий в XXI веке», опубликованном в апреле 2005 года.

Публикация, посвященная ядерным проблемам, No. 2:

Ядерный реактор как источник опасности

Автор: Энтони Фроггатт

© Heinrich Böll Foundation 2005г.

Все права защищены



В соавторстве с

Данный доклад не обязательно отражает взгляды Heinrich Böll Foundation.

Публикация регионального представительства Heinrich Böll Foundation в Южной Африке, в сотрудничестве со штаб-квартирой Heinrich Böll Foundation.

Контакты:

Региональное представительство Фонда имени Генриха Бёлля в Южной Африке,

PO Box 2472; Saxonwold, 2132; South Africa..

Тел.: +27-11-447 8500. Факс: +27-11-447 4418. info@boell.org.za

Фонд имени Генриха Бёлля в Германии,

Heinrich Böll Stiftung, Hackesche Höfe, Rosenthaler Str. 40/41, D-10178 Berlin, Germany,

Tel: +49-30 285 340, Fax: +49-03 285 31 09, info@boell.de; www.boell.de

Фонд имени Генриха Бёлля - российское представительство,

Грузинский пер., 3-231, 123056 Москва

Тел.: +7-495 254 14 53; Факс: +7-495 9358014; info@boell.ru; www.boell.ru

Введение

Данная работа основана на докладе Greenpeace International «Ядерные реакторы и риски, связанные с их использованием. Опасность применения существующих ядерных технологий в XXI веке», который был официально опубликован в апреле 2005 года. Разделы, представленные в первой части, посвящены характерным особенностям, а также недостаткам, присущим основным моделям реакторов, которые сегодня используются; во второй части работы оцениваются риски, связанные с новыми конструкциями реакторов, и обсуждается вопрос «старения» действующих реакторов; в третьей части рассматривается проблема защиты атомных объектов от террористической угрозы.

В работе делаются следующие выводы:

- У всех действующих реакторов есть серьезные недостатки в области безопасности, которые нельзя устранить путем модернизации уровня защищенности;
- Крупная авария на легководном реакторе – а это самый распространенный тип ядерных реакторов – может привести к радиоактивному выбросу, эквивалентному нескольким Чернобылям или тысяче атомных бомб;
- Рассматриваемые новые типы реакторов предполагается сделать абсолютно безопасными. Не говоря об имеющихся недостатках с точки зрения безопасности, на разработку и усовершенствование этих новых реакторов потребуются огромные средства, а результат точно не известен;
- Средний возраст действующих энергоблоков примерно 21 год, и многие страны планируют продлить эксплуатацию своих реакторов сверх изначально установленного срока. Это приведет к старению наиболее важных элементов и увеличит вероятность серьезных аварий. Тем не менее, механизм устаревания слабо изучен и его сложно прогнозировать.
- Либерализация на рынке электроэнергии вынудила предприятия атомной промышленности снизить расходы на безопасность и сократить штат сотрудников. Предприятия модернизируют свои ядерные реакторы путем увеличения давления в реакторе, повышения рабочей температуры и увеличения процента выгорания топлива. Это, в свою очередь, ускоряет старение и снижает коэффициент надежности. Стандарты для ядерных предприятий не всегда учитывают эти новые условия работы.
- Реакторы невозможно в достаточной мере обезопасить от террористов. Помимо падения авиалайнера на здание реактора, существуют и другие сценарии, которые могут привести к крупной аварии.

1 Виды промышленных реакторов и их недостатки

В начале 2005 года в 31 стране мира работал 441 ядерный реактор. Несмотря на многообразие типов и размеров, существует всего четыре основных категории реакторов:

Поколение 1 – реакторы этого поколения разработаны в 1950-е и 1960-е годы, и представляют собой видоизмененные и укрупненные ядерные реакторы военного назначения, предназначенные для движения подводных лодок или для производства плутония.

Поколение 2 – к этой классификации относится подавляющее большинство реакторов, находящихся в промышленной эксплуатации.

Поколение 3 – в настоящее время реакторы данной категории вводятся в эксплуатацию в некоторых странах, преимущественно в Японии.

Наконец, **Поколение 4** – сюда относятся реакторы, которые находятся на стадии разработки и которые планируется внедрить через 20-30 лет.

Поколение 1

Первые реакторы советского дизайна, **ВВЭР 440-230**, принято относить к поколению 1. В этих энергоблоках вода используется для охлаждения, а их конструкция аналогична западному реактору типа PWR. Это самый распространенный тип в мире. В конструкции ВВЭР 440-230 содержатся серьезные проектные изъяны, вследствие чего, страны, входящие в ЕвроСоюз, а также страны-члены Большой Восьмерки считают, что такие энергоблоки не соответствуют приемлемым стандартам безопасности.

Все реакторы данного типа, функционирующие в Центральной Европе, будут выведены из эксплуатации к концу текущего десятилетия, однако в России данные реакторы продолжают функционировать. Отсутствие дополнительной системы предупреждения аварий атомных реакторов и системы аварийного охлаждения активной зоны атомного реактора вызывают особое беспокойство.

Другим примером конструкции реактора Поколения 1, до сих пор находящегося в эксплуатации в Великобритании, является **Magnox** – графитовый реактор с воздушным охлаждением. В некоторых реакторах типа Magnox металлические элементы состарились, подверглись коррозии и охрупчиванию.

Авария на таком реакторе может привести к полной потере теплоносителя в первом контуре реактора и выходу большого количества радиоактивных веществ. По этой причине, некоторые из реакторов Magnox были остановлены. Однако оставшиеся будут функционировать до 2010 года, вплоть до истечения сорокалетнего срока эксплуатации.

Данные реакторы не оборудованы дополнительной системой, позволяющей защитить активную зону реактора от внешнего воздействия и предотвратить выход радиации в результате такого воздействия. Таким образом, существует большая вероятность крупных утечек радиации из реакторов. Устаревшие реакторы Magnox должны рассматриваться как серьезная угроза безопасности.

Поколение 2

Возможно самым печально известным реактором в мире является **РБМК**, относящийся к Поколению 2. Это графитовый ядерный реактор с кипящей водой. Также РБМК называют канальным реактором. Данный тип реактора эксплуатировался на Чернобыльской АЭС (Украина), которая стала местом одной из наиболее страшных ядерных катастроф в истории человечества. Данный реактор имеет большое количество конструктивных недостатков, не все из которых специалисты смогли устранить после Чернобыльской катастрофы.

По сравнению с другими типами реакторов в активной зоне РБМК содержится большее количество циркония (приблизительно на 50% больше, чем в обычных реакторах с кипящей водой в качестве теплоносителя). Также в них содержится большее количество графита (около 1700 тонн). Горение графита может серьезным образом обострить аварийную ситуацию, так как при высоких температурах графит вступает в активную реакцию с водой, вырабатывая взрывоопасный водород.

К конструктивным недостаткам РБМК можно отнести:

- положительный коэффициент реактивности и эффект обезоживания активной зоны;
- недостаточное быстродействие аварийной защиты в условиях допустимого снижения реактивности;
- недостаточное число автоматических технических средств, способных привести реакторную установку в безопасное состояние при нарушениях требований эксплуатационного регламента;
- незащищенность техническими средствами устройств ввода и вывода из работы части аварийных защит реактора;
- отсутствие защитной оболочки.

Несмотря на то, что за последние 15 лет многие работающие реакторы типа РБМК были модернизированы, эксперты по-прежнему сомневаются в том, что авария с разрушением активной зоны на модернизированных блоках невозможна.

Основные конструкторские недостатки данных реакторов вынудили международное сообщество классифицировать их как «неусовершенствованные» и добиваться их закрытия. Закрытие данного типа реакторов уже произошло или должно произойти в Литве и на Украине, но, несмотря на это, в России сроки службы таких энергоблоков продлеваются.

Наиболее распространенными являются **реакторы с водой под давлением (PWR)**, которых в мире насчитывается 215. Первоначально конструкция реакторов PWR была разработана для подводных лодок военного образца. По сравнению с остальными реакторами, данный тип имеет небольшие размеры, но и вырабатывает большое количество энергии. Вода в первом контуре имеет более высокую температуру и уровень давления, чем в реакторах других типов. Эти факторы могут ускорять коррозию комплектующих деталей; в частности, в настоящее время часто заменяют парогенераторы. Данный тип реакторов работает на низкообогащенном уране.

Также в настоящее время сформировался большой объем информации о проблеме образования трещин в стальной крышке корпуса реактора. Проведенные всемирные исследования выявили схожие проблемы в реакторах во Франции, Швеции, Швейцарии и США. Наиболее серьезный случай был выявлен на АЭС Davis Besse в штате Огайо, США. В этом случае процесс образования трещины беспрепятственно продолжался на протяжении десяти лет несмотря на регулярные проверки, и когда он был обнаружен, трещина уходила в глубину 160-миллиметрового слоя стали на 155 мм. В случае, если бы коррозия разъела этот слой полностью

– охлаждающая жидкость вытекла бы из первого контура и последствия могли быть самыми плачевными. Из всех типов реакторов PWR имеет наибольшее число лет эксплуатации в рабочем режиме.

Схожими дизайном и историей с PWR обладает российский реактор ВВЭР. В настоящее время есть 53 таких реактора, которые работают в 7 странах Восточной Европы. Старейший, ВВЭР 440-230, был упомянут выше при описании и классификации Поколения I.

Второе поколение ВВЭР, тип 440-213, было представлено как обладающее более эффективной аварийной системой охлаждения активной зоны реактора. Однако и у них есть существенные недостатки, в том числе не решена проблема защиты активной зоны от внешних воздействий.

Третья модификация ВВЭР, тип 1000-320, была существенно изменена, с более высокой мощностью (до 1000 Мвт). Несмотря на это, ВВЭР-1000 не стали настолько же безопасными, как современные PWR. Фактически в Германии ВВЭР всех поколений были закрыты, а строительство новых остановлено. Причинами для этого послужили как экономические недостатки, так и проблемы с точки зрения безопасности.

Второй наиболее распространенный тип реакторов - с кипящей водой (BWR) (сейчас в мире действует около 90 таких блоков), который является усовершенствованным PWR. В этом типе предпринята попытка упростить конструкцию и добиться повышения тепловой эффективности. Тем не менее, этот реактор не стал более безопасным. Получился еще более опасный PWR, с большим количеством новых проблем.

Существенные проблемы, связанные с коррозией, были замечены во многих реакторах BWR. В начале 1990-х гг. многочисленные трещины были обнаружены на АЭС в Германии, в трубопроводах, в материалах, которые считались устойчивыми к образованию трещин при соответствующей нагрузке.

В 2001 году в реакторах BWR была обнаружена еще одна проблема: на АЭС Хамаока-1 (Япония) и АЭС Брунсбюттель (Германия) произошел разрыв труб. В обоих случаях причиной явился взрыв, который был спровоцирован гидролизом кислорода и водорода, произошедшем в теплоносителе реактора. Если бы такой взрыв повредил основные узлы реактора, невозможно было бы избежать катастрофического выброса радиоактивных веществ (сравнимого по масштабам с аварией на Чернобыльской АЭС).

Еще одной из наиболее распространенных в настоящее время конструкций является **реактор на тяжелой воде под давлением (PHWR)**. В настоящее время насчитывается 39 реакторов данного типа в семи странах мира. Наиболее ярким представителем является канадский реактор CANDU, топливом для которого служит природный уран, а охлаждение производится за счет тяжелой воды. Защитная оболочка реактора окружена 390 отдельными трубками. Одним из недостатков является то, что в активной зоне присутствует слишком много урана, что приводит к нестабильности активной зоны. Трубы под давлением, содержащие в себе урановые трубки, подвергаются нейтронной бомбардировке. Как показал канадский опыт, уже после 20-тилетней эксплуатации необходимо производить дорогостоящие ремонтные работы.

Эти и ряд других недостатков спровоцировали огромные экономические потери и обнажили проблемы в области безопасности CANDU. В июне 1990 года шесть реакторов CANDU входили в мировую десятку по продолжительности срока эксплуатации, причем четыре реактора из этой шестерки принадлежат компании «Онтарио Гидро». В конце 90-х годов XX века эксплуатация девяти реакторов CANDU была либо приостановлена, либо заморожена. Однако в настоящее время несколько реакторов начали вновь функционировать.

Усовершенствованный газовый реактор (AGR) функционирует исключительно на территории Великобритании, являясь усовершенствованной версией реакторов Magnox. Однако и здесь сохранились такие проблемы, как отсутствие некоторых систем безопасности, а также старение и охрупчивание металла. Совсем недавно в большом количестве графитовых блоков, составляющих активную зону реактора, были обнаружены трещины. Предполагается, что если данная проблема обнаружится и в остальных реакторах данного типа, то это приведет к их преждевременному закрытию (NUCWEЕК50_04).

Поколение 3

Реакторы Поколения 3 называют «усовершенствованными реакторами». Три таких реактора уже функционируют в Японии, большее количество находится в стадии разработки или строительства. В стадии разработки находится около двадцати различных типов реакторов этого поколения (МАГАТЭ 2004, WNO 2004a). Большинство из них являются «эволюционными» моделями, разработанными на базе реакторов второго поколения, с внесенными изменениями, сделанными на основе новаторских подходов. По данным Всемирной ядерной ассоциации, поколение 3 характеризуется следующими пунктами (WNO 2004b):

- Стандартизированный проект каждого типа реактора позволяет ускорить процедуру лицензирования, снизить затраты основных средств и продолжительность строительных работ.
- Упрощенная и более прочная конструкция, делающая их более простыми в обращении и менее восприимчивыми к сбоям в процессе эксплуатации.
- Высокий коэффициент готовности и более длительный период эксплуатации – примерно шестьдесят лет.
- Снижение возможности возникновения аварий с расплавлением активной зоны
- Минимальное воздействие на окружающую среду.
- Глубокое выгорание топлива для снижения его расхода и количества отходов производства.

Становится ясно, что все вышеуказанные цели направлены на улучшение производственных показателей. Однако остается нерешенным вопрос повышения уровня безопасности.

Европейский реактор с водой под давлением (EPR)

EPR – это модель, разработанная на основе французского N4 и немецкого KONVOI - разработок второго поколения, запущенных в эксплуатацию во Франции и Германии (Hainz 2004).

Целью, поставленной при разработке EPR, было усовершенствование уровня безопасности реактора (в частности, снижение вероятности возникновения аварии в 10 раз), снижения количества сложных аварий путем ограничения их влияния на собственное оборудование, а также уменьшение стоимости.

Однако по сравнению со своими предшественниками, реактор EPR имеет несколько особенностей, в которых снижается уровень безопасности:

- Размер реакторного здания был уменьшен за счет упрощения схемы аварийного охлаждения активной зоны.
- По сравнению с N4 тепловая мощность реактора была увеличена на 15% через изменение конструкции парогенераторов, позволяя основным насосам охлаждающего контура работать с более высокой мощностью.
- Система безопасности реактора EPR уступает KONVOI из-за менее совершенной системы аварийного охлаждения активной зоны.

Несколько других усовершенствований преподносятся как повышающие уровень безопасности:

- **резервуар для хранения воды для дозаправки (IRWST)** располагается в нижней части корпуса реактора. В случае аварии с потерей теплоносителя, он способен переключаться на режим безопасного впрыскивания. В этом случае можно избежать создания некоторых причин аварий. Однако вероятность достижения полной безопасности достаточно мала.
- Задачей «ловушки» в активной зоне реактора является предупреждение аварии с расплавлением активной зоны. Однако еще до того, как «ловушка» вступает в действие, по нескольким причинам может произойти сильнейший взрыв, последствием которого будет разрушение части реактора. Кроме того, взрыв может произойти и позже, когда продукты расплавления активной зоны соприкоснутся с водой, предназначенной для охлаждения плавящейся активной зоны. Даже если этого не произойдет, остается неясным, как именно произойдет охлаждение расплавленной активной зоны, ведь на поверхности продукта плавления может застыть твердый слой, предотвращающий отвод тепла.
- Конструкция **системы отвода тепла** взята из N4. Она не допускает возникновения избыточного давления. Эта система должна оставаться работоспособной на протяжении длительного времени. Информация об авариях, произошедших с данной системой, недоступна.
- Система предотвращения водородного взрыва за счет снижения концентрации водорода внутри защитной оболочки. Такие системы функционируют во многих реакторах западного дизайна с водой под давлением. Вероятно, они эффективны в снижении риска взрыва, но не могут исключить его полностью.
- EPR оснащен **цифровой инструментально-контрольной системой**. Применение на практике данной системы сильно зависит от разработчика, поэтому достаточно сложно контролировать правильный ввод системы в эксплуатацию. Подобная система была установлена на АЭС Некар-1 типа PWR в 2001 году в Германии; система дала сбой и на протяжении некоторого времени аварийное отключение реактора было невозможно. Цифровая система была также установлена на PWR АЭС Сайзвэл в Великобритании, при вводе АЭС в эксплуатацию, что в апреле 1998 г. привело к серьезному снижению эффективности защитной системы реактора.

Защитная система от авианалетов эквивалентна системе германской KONVOI и не достигает нового, более высокого уровня безопасности.

Несмотря на изменения, EPR повторяет все проблемы, присущие PWR второго поколения, которые и до сих пор так и не решены. Согласно документам регулирующих органов Финляндии, в реакторах EPR в сборных фильтрах засоряются выходные отверстия, хотя

патенты Французских экспертов утверждают, что это не является значимым фактором при сравнении имеющихся конструкций реакторов. Выходные отверстия были изучены финскими экспертами много лет назад, но и сейчас являются источником проблем для EPR (NUCWEER 11_04).

В конечном счете, нет гарантии того, что уровень безопасности EPR по сравнению с реакторами N4 и KONVOI существенно выше; в частности, снижение вероятности расплавления активной зоны в 10 раз - не доказано. Более того, есть серьезные сомнения эффективности «ловушки».

Модульный реактор с шаровой засыпкой (PBMR)

PBMR является высокотемпературным газоохлаждаемым реактором (HTGR). В некоторых странах до конца 80-х годов продолжалось строительство HTGR. Однако функционировали только опытные образцы АЭС, и были остановлены самое большое после 12 лет эксплуатации: Пич Баттом 1 и Форт Сэнт Вrain, США, в 1974 г. и в 1989 г.; Винфрит, Великобритания, в 1976 г.; и Гам-Вентроп, Германия, в 1988 г. (WNIH 2004).

В отличие от легководных реакторов, в конструкции PBMR используется гелий под давлением, нагреваемый в активной зоне реактора для приведения в действие ряда турбин, прикрепленных к генератору. Гелий также используется для охлаждения. Температура гелия на выходе из активной зоны достигает около 900°C с давлением около 69 бар. Вторичный гелиевый контур охлаждается водой (ESKOM 2005).

Проектировщики утверждают, что на PBMR невозможны инциденты, которые могут привести к повреждению топливных элементов и выбросу радиации. Данные утверждения основываются на теплоустойчивости и целостности графитовых тепловыделяющих сборок, размером с теннисный мяч, которых в реакторе находится около 400 000. Каждый тепловыделяющий элемент имеет графитовое ядро, содержащее в себе частицы обогащенного урана (до 10%), заключенное в капсулы из твердого углерода.

По словам потенциального оператора PBMR, компании Eskom, реактор всегда остается «целым и невредимым, безопасным». Имеется в виду, что даже если персоналу придется покинуть станцию, с реактором ничего не случится. Утверждается, что в любом случае температура топлива не поднимется выше максимального значения (1600°C), тогда как повреждение может произойти при температуре не ниже 2000°C (ESKOM 2005).

Однако нет никаких гарантий, что температура не поднимется выше 1600 град. С. Она зависит от быстроты аварийной остановки реактора, а также от функционирования системы охлаждения (что может быть затруднено разрывом труб и утечками). Более того, серьезное повреждение или расплавление топлива возможно при температуре менее 2000°C. Радиоактивные выбросы также могут происходить при температуре ниже 2000°C.

Существуют аварийные сценарии, в которых воздух может проникнуть в первичный гелиевый контур, за этим последует тяжелая авария с графитовым возгоранием, что приведет к катастрофическому радиоактивному выбросу. Горение графита является одним из наиболее опасных сценариев, которые могут произойти с реактором PBMR (Hahn 1988).

Другие конструкции реакторов Поколения 3

В настоящее время есть много разработок третьего поколения, находящихся на разных стадиях реализации. Здесь приведен неполный перечень, указаны наиболее важные примеры,

отмеченные Всемирной ядерной ассоциацией (WNO 2004b) и Международным агентством по атомной энергии (МАГАТЭ 2004).

Реактор с водой под давлением

Существуют следующие типы дизайнов больших реакторов: APWR (разработчики - компании Mitsubishi и Westinghouse), APWR+ (японская компания Mitsubishi), EPR (французская компания Framatome ANP), AP-1000 (американская компания Westinghouse), KSNP+ и APR-1400 (корейские компании) и CNP-1000 (Китайская национальная ядерная корпорация). В России компаниями Атомэнергопроект и Гидропресс разработан усовершенствованный ВВЭР-1000. Основными представителями усовершенствованных малых и средних типов являются AP-600 (американская компания Westinghouse) и ВВЭР-640 (Атомэнергопроект и Гидропресс).

Реактор на кипящей воде

Наиболее крупными усовершенствованными блоками являются ABWR и ABWR-II (совместный проект японских Hitachi и Toshiba, американской General Electric), BWR 90+ (шведская компания Westinghouse Atom of Sweden), SWR-1000 (французская Framatome ANP), и ESBWR (американская компания General Electric).

HSBWR и HABWR (разработчик – японская Hitachi) представляют собой усовершенствованные реакторы с кипящей водой малого и среднего размеров.

Три реактора типа ABWR уже функционируют в Японии - два из них были введены в эксплуатацию в 1996 году, третий – в 2004 г. на АЭС Касивазаки Карива.

Тяжеловодный реактор

Реактор ACR-700 представляет собой эволюционную конструкцию реактора CANDU (Atomic Energy of Canada Limited). Индия разрабатывает AHWR (усовершенствованный тяжеловодный реактор).

Газоохлаждаемый реактор

Наряду с RBMR, малый газотурбинный гелиевый реактор (GT-MHR) разрабатывается международным консорциумом.

Бридерный реактор

Не разработано ни одного усовершенствованного бридерного блока. Несколько реакторов на быстрых нейтронах четвертого поколения находятся в стадии разработки.

Поколение 4

Министерство энергетики США объявило об учреждении Международного форума по реакторам четвертого поколения. В настоящее время членами форума являются Аргентина, Бразилия, Канада, Франция, Япония, Южная Корея, Южная Африка, Швейцария, Великобритания, США, а также ЕВРОАТОМ. Целью данного форума является разработка инновационных ядерных систем (реакторов и топливных циклов), которые предположительно к 2030 году должны достигнуть технической зрелости, хотя многие предполагают, что данный прогноз является слишком оптимистическим. Реакторам четвертого поколения предсказывают высокую экономичность в купе с повышенной безопасностью, наработкой минимального количества отходов и большей защищенностью с точки зрения распространения. Задачи, поставленные перед реакторами Поколения 4, сосредоточены в четырех областях:

- долгий срок службы,
- экономичность,
- надежность и безопасность,
- нераспространение и физическая защита.

Для рассмотрения и оценки опытных моделей и для ведения научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ были созданы несколько групп международных экспертов. Были рассмотрены и оценены около 100 реакторов различных типов. Данные проекты относились к числу как реально существующих реакторов Поколения 3+, так и к нескольким радикально отличающимся от всех остальных. По завершению исследовательских работ было предложено шесть типов реакторов для дальнейшей разработки (см. ниже).

Для дальнейшей поддержки и развития научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ для реакторов четвертого поколения 28 февраля 2005 года США, Канада, Франция, Япония и Великобритания подписали в Вашингтоне Базовое соглашение в рамках Международного форума (GIF). Особое внимание уделялось разработке систем выработки водорода, а также электричества (NNF 2005a; Anderson 2005).

В 2001 году МАГАТЭ предложила похожую инициативу – Международный проект по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам (INPRO). Проект финансируется за счет денежных средств, выделяемых МАГАТЭ. К ноябрю 2004 года, двадцать одна страна-участница и Европейская комиссия¹ стали членами INPRO. GIF и INPRO заключили договор о взаимном сотрудничестве на техническом уровне. (Соединенные Штаты отказались принять участие в INPRO, т.к. инициатива создания принадлежала России) (NUCWEEK 14_02).

Концепции реакторов, выбранные для Поколения 4

Как было отмечено выше, для дальнейшей разработки в рамках GIF были выбраны шесть типов реакторов. За исключением VHTR, все они рассчитаны на замкнутый ядерно-топливный цикл. Вкратце их можно охарактеризовать следующим образом:

GFR - Реактор на быстрых нейтронах с газовым охлаждением

Система GFR представляет собой реактор с гелиевым охлаждением. Предназначен для выработки электроэнергии, не предусматривает производство водорода.

Несмотря на большие технологические проблемы, согласно заявлениям представителей GIF, тип GFR имеет хорошие показатели безопасности, экономичности, а также устойчивости к ядерному распространению и физической защите. Предположительно строительство GFR может начаться к 2025 году (DOE 2002).

LFR—Реактор на быстрых нейтронах, охлаждаемый свинцом

Тип LFR представляет собой реактор, охлаждаемый жидким металлом (свинцом или свинцом/висмутом). Планируется, что мощность реакторов может быть очень разной: от малых реакторов с мощностью 50-150 Мвт до установок с мощностью 300-400 Мвт, и даже до 1200 Мвт. LFR должен представлять из себя небольшую установку с длительным периодом

¹ Аргентина, Армения, Бразилия, Болгария, Канада, Чили, Китай, Чешская Республика, Франция, Германия, Индия, Индонезия, Республика Корея, Пакистан, Российская Федерация, Южная Африка, Испания, Швейцария, Нидерланды, Турция и Европейская комиссия.

эксплуатации активной зоны (от десяти до тридцати лет). Данная концепция спроектирована для небольших энергосистем развивающихся стран, которым не требуется полный топливный цикл. Наиболее оптимальным вариантом LFR с точки зрения задач, поставленных перед четвертым поколением, является установка малой мощности. Однако здесь требуется длительная исследовательская работа.

Несмотря на то, что Россия не является членом GIF, установка типа LFR аналогична российскому реактору БРЕСТ (NEI 2002a). (БРЕСТ представляет собой ядерный реактор на быстрых нейтронах с мощностью в 300 Мвт и свинцовым теплоносителем [WANO 2004b].) Среди членов GIF только Швейцария серьезно заинтересована в разработке LFR. США инициировали дальнейшие проектные исследования в этом направлении и разработали Малый Защищенный Мобильный Автономный Реактор (SSTAR).

Система LFR имеет наилучшие показатели по устойчивости работы, что связано с длительностью эксплуатации активной зоны. Система имеет хорошие показатели экономичности и безопасности. Предположительно, строительство может начаться к 2025 году (DOE 2002).

MSR - Реактор на расплавленных солях

Урановое топливо расплавляется в соли фторида натрия, циркулирующей по графитовым каналам активной зоны. Тепло, вырабатываемое в расплавленной соли, отводится во второй контур. Данный тип первоначально представлен для выработки электричества и сжигания отходов. Базисная установка имеет мощность 1000 Мвт. Температура охлаждения составляет 700°C при низком давлении.

Поначалу GIF выбрал MSR в качестве самой инновационной концепции. Однако из всех шести реакторных систем на разработку MSR необходимы самые большие затраты (около 1 млрд. долл. США). В итоге заинтересованность членов GIF в MSR достаточно низка. Высокие затраты и большое время, необходимое на разработку реактора, может поставить крест на дальнейших разработках (NUCWEK 02_05).

SCWR – Надкритический реактор с водяным охлаждением

SCWR представляют собой высокотемпературные, работающие при высоком давлении реакторы с водяным охлаждением, функционирующие при таких давлении и температуре, когда не существует разницы между состоянием жидкости и пара. Базисная установка имеет мощность 1700 Мвт. Топливом является оксид урана. Пассивные системы безопасности похожи на упрощенные реакторы с кипящей водой (SBWR).

Реакторы SCWR более экономичны, нежели легководные, благодаря упрощенному устройству реактора. SCWR разрабатывается правительствами Японии, США и Канады. На данный момент не было создано ни одного прототипа.

Практически все члены GIF проявляют высокую заинтересованность в разработке SCWR – практически такую же, как и к газоохлаждаемым реакторам.

Реактор на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением

Можно выделить две главные концепции: первая включает реактор среднего размера (от 150 до 500 Мвт), вторая концепция включает в себя реакторы как среднего, так и большого размера (от 500 до 1500 Мвт) с МОКС топливом (DOE 2002; Lineberry 2002).

По данным GIF, по сравнению со всеми конструкциями реакторов Поколения 4 у реактора на быстрых нейтронах - широчайшая опытно-конструкторская база. Однако существующие

научно-технические знания основаны преимущественно на реакторах старого типа, выведенных из эксплуатации по разным причинам (безопасность, экономичность, недовольство общественности). В 2004 году функционировали лишь три аналогичных реактора с натриевым охлаждением.

Ввиду своей истории, а также вследствие существенных рисков данной реакторной линии, сложно объяснить, почему выбор GIF пал на реакторы этого типа. Согласно GIF, для реализации программы строительства таких реакторов необходимы дополнительные научно-исследовательские работы, как в области топливного цикла, так и в области совершенствования реактора (DOE 2002).

VHTR – Сверхвысокотемпературный реактор

Мощность реактора 600 Мвт, активная зона охлаждается гелием, графитовый замедлитель. Топливо может быть аналогичным либо реактору типа GT-MHR, либо реактору PBMR. Рассматривается в качестве самой многообещающей и перспективной системы, направленной на выработку водорода. Производство электроэнергии на VHTR должно стать высокоэффективным. Планируется подсоединить гелиевую газотурбинную систему напрямую к системе охлаждения. Однако необходимая газовая турбина с высокими эксплуатационными характеристиками до сих пор находится в стадии разработки. VHTR нуждается в разработке усовершенствованного топлива и высокотемпературных материалах (DOE 2002).

VHTR является следующим шагом в эволюционной разработке высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (HTGR). Технология основана на нескольких демонстрационных проектах, у каждого из которых имелся достаточно короткий срок службы: реактор Dragon (20 Мвт 1966–1975 гг., Великобритания), AVR (15 Мвт, 1967–1988 гг., Германия), THTR (308 Мвт, 1986–1988 гг., Германия), а также американские Пич Боттом (42 Мвт, 1967–1974 гг.) и Форт Сэнт Рэйн (342 Мвт, 1976–1989 гг.).

Оценка реакторов Поколения 4; выводы

Непредвиденные технические проблемы, аварии, нерешенные проблемы радиоактивных отходов, а также высокая стоимость атомной энергии в сочетании с недостатком общественного одобрения привели к упадку атомной энергетики. Это явилось стимулом к развитию реакторов четвертого поколения, инициированного Министерством энергетики США. Само название (4 поколение) было введено для того, чтобы продать иллюзию безопасности обществу. Якобы появилось совершенно новое поколение реакторов, в которых все проблемы решены.

Основная задача разработок в области четвертого поколения реакторов – привлечь средства в новые ядерные исследования. В настоящее время на научно-исследовательскую деятельность в сфере атомной энергетики выделяется огромное количество средств. Половина бюджета (87,6 миллиарда долларов), выделенного в сферу энергетики двадцатью шестью странами–членами ОЭСР в период с 1991 по 2001 гг., была потрачена на исследования в области ядерной энергетики; лишь 8 процентов - на развитие возобновляемых источников энергии (Schneider 2004).

Однако в мире развивается тенденция отказа от атомной энергии. Инициатива развития реакторов четвертого поколения стремится изменить эту тенденцию и сделать атомную энергетику привлекательной, а также объявить ее развитие - мерой по снижению выбросов

углекислого газа. Обычно эта характеристика используется в отношении возобновляемых источников энергии.

Подобная стратегия может помочь ядерной промышленности и научно-исследовательским институтам пережить сложившуюся ситуацию и, возможно, приведет к разработке еще более несовершенных реакторов. Ориентировочная стоимость разработки шести реакторных дизайнов поколения 4 составляет около 6 млрд. долларов (от 600 до 1000 млн. на один тип, плюс приблизительно 700 млн. на связанные с этим исследования) (DOE 2002). Более чем вероятно, что произойдет перерасход средств и существенная задержка в сроках. Согласно мнению одного из наиболее влиятельных участников GIF - Правительства Франции, поколение 4 «в лучшем случае будет готово к коммерческому развертыванию приблизительно к 2045 году» (NUC WEEK 20_04), а не к 2030.

Из всего вышеуказанного можно сделать вывод, что в настоящее время на нерегулируемом рынке ядерная энергетика не может конкурировать по цене ни с углем, ни с природным газом, ни с энергией ветра. Недавно опубликованное исследование показывает, что при одинаковом уровне инвестиций ветер даст в 2,3 раза больше электричества, чем ядерный реактор (GREENPEACE 2003).

С 1950-х годов мощность возводимых реакторов возросла с 60 Мвт до более чем 1300 Мвт, чему сопутствовал рост затрат. В настоящее время намечается движение в сторону разработки малых блоков, которые могут быть построены как отдельно, так и в качестве частей более крупного комплекса. Аргументами к разработке малых блоков являются сокращение финансовых рисков и потребности развивающихся стран в энергетических станциях небольшой мощности (WANO 2005). В развивающихся странах, являющихся потенциальным рынком для реакторов поколения 4, намечается максимальное возрастание выработки ядерной энергии. Однако инспекторы МАГАТЭ выразили сомнения относительно данного рода перспектив: развивающиеся страны не согласятся покупать новые АЭС, не доказавшие свою безопасность. Они не захотят иметь на своей территории совершенно новые типы реакторов, пока они не будут построены и не начнут успешно функционировать где-то еще (NPJ 2002).

Более того, не все эксперты ядерной промышленности придерживаются точки зрения, что единственный способ сделать ядерную энергию конкурентоспособной по цене – использовать малые блоки.

Еще одной попыткой сделать атомную промышленность более конкурентоспособной является производство водорода. С учетом этого стремления проектируются некоторые реакторы четвертого поколения. «Водород представляет собой один из трех оплотов будущего, на которые ядерная энергетика возлагает свои надежды (двумя другими являются: постепенное сокращение запасов ископаемого топлива, а также возрастающая потребность развивающихся стран в энергии)» (Gorden 2004).

Согласно GIF, **замкнутый топливный цикл** является главным преимуществом конструкций реакторов четвертого поколения. При замкнутом топливном цикле происходит переработка отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и получение из него плутония, который затем используется в качестве топлива. Процесс переработки ОЯТ широко критикуется из-за отрицательного воздействия на окружающую среду, а также за экономическую неэффективность затрат и проблемы в области безопасности. Для широкого внедрения технологии замкнутого топливного цикла необходимо произвести ряд изменений в существующей политике нераспространения в некоторых странах, включая США, и пересмотр существующей промышленной политики в большинстве ядерных держав. Движение навстречу четвертому поколению реакторов с замкнутым топливным циклом потребует

крупномасштабных инвестиций на строительство перерабатывающих заводов. В итоге затраты на такие топливные концепции будут очень высоки. По данным исследования «Будущее ядерной энергетики», проведенного Массачусетским Технологическим Институтом (MIT 2003), нет однозначных аргументов в пользу того, что замкнутый топливный цикл упрощает проблему обращения с отходами, не говоря уже о новых затратах и рисках, в том числе и в сфере распространения.

Также исследование делает вывод, что стоимость замкнутого топливного цикла, включая хранение и захоронение радиоактивных отходов, будет в 4,5 раза больше стоимости открытого топливного цикла. Следовательно, вряд ли может появиться реактор, который решит сразу все проблемы – экономические, накопления отходов и ядерного нераспространения. В результате исследования был сделан следующий вывод: однократный топливный цикл лучше всего соответствует интересам экономичности и нераспространения (NEI 2003c).

Усовершенствование тепловых реакторов в основном достигается за счет повышения обогащения в топливе. Однако это не решает проблему загрязнения окружающей среды. Напротив, эксперты обращают внимание на то, что использование так называемых тепловыделяющих элементов глубокого выгорания приведет к дополнительным проблемам не только во время эксплуатации реактора, но также и во время промежуточного хранения и окончательного захоронения (Worn 2002).

Как и ожидалось, краткосрочные усилия будут концентрироваться на тепловых реакторах. Как полагает Министерство энергетики США (US DOE), в ближайшем будущем будут разрабатываться прежде всего тепловые реакторы четвертого поколения с топливом глубокого выгорания, а в долгосрочной перспективе усилия будут направлены на быстрые реакторы четвертого поколения (Fabian 2004).

В итоге оказывается, что реакторы Поколения 4 далеки от успешного решения проблемы накопления и утилизации радиоактивных отходов.

Кроме того, что переработка ОЯТ не имеет экономического смысла, в результате этого процесса выделяется плутоний, количество которого быстро растет. Институт ядерного контроля предупредил о том, что переработка не обеспечивает гарантии нераспространения (ENS 2004). Более того, ни одна концепция реакторов четвертого поколения не включает в себя мер, связанных с безопасностью транспортировок ядерных материалов, а также с защитой от террористических атак.

Очевидно, что гражданская атомная индустрия не может обеспечить гарантий нераспространения. Нельзя этого ожидать и от реакторов четвертого поколения (Anderson 2005).

Американские ядерные инспекторы не в восторге от новых концепций реакторов. По словам главы Комиссии по ядерному регулированию, новые АЭС должны базироваться не на революционной, а на эволюционной технологии. Комиссия выступила против «чрезмерной инновационности», которая ведет к новым проблемам и призвала не делать обещаний, которые невозможно выполнить (NNF 2005b).

Даже представители ядерной индустрии очень скептически относятся к четвертому поколению. «Мы убеждены, что управляемые бумагой и охлаждаемые чернилами реакторы являются самым безопасным из всех существующих. Но после запуска в них могут возникнуть самые непредвиденные проблемы» (Güldner 2003).

Более близкое рассмотрение технических разработок четвертого поколения показывает, что многие проблемы безопасности так и остаются не решенными до конца. Улучшения безопасности в одном аспекте создают новые проблемы в другом. И даже сами стратеги четвертого поколения не ожидают значительных улучшений в области нераспространения от реализации своих моделей.

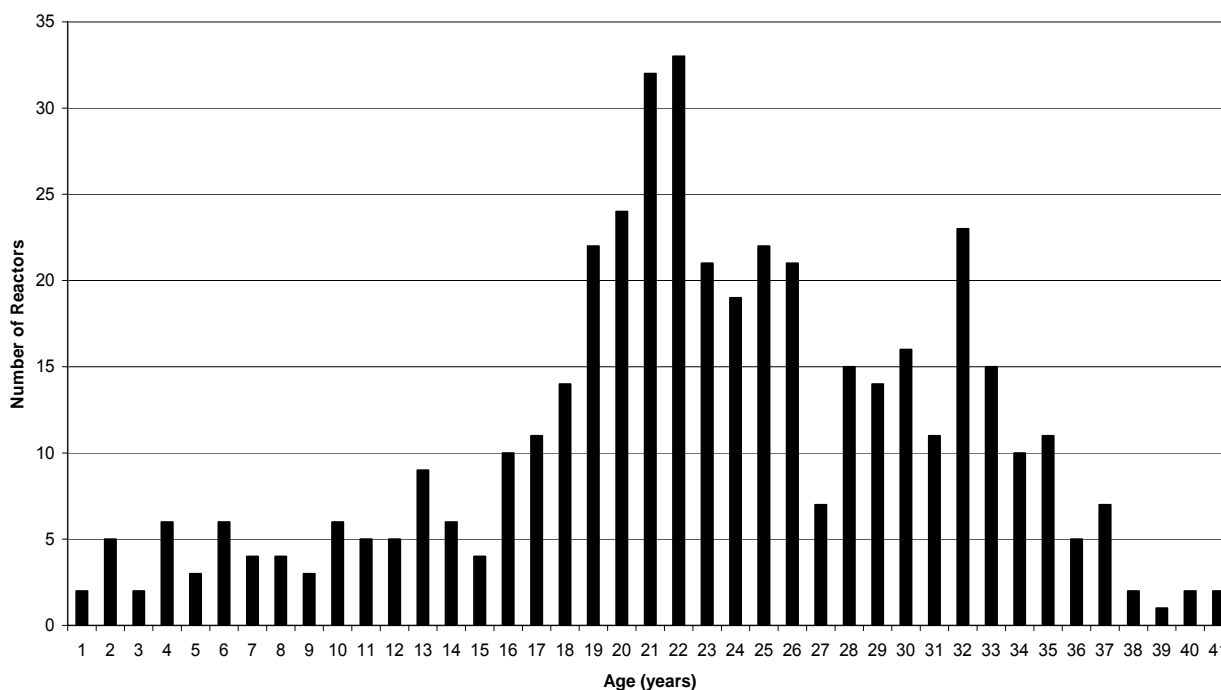
Даже реальные технические нововведения, которые, в принципе, возможно осуществить, будут воплощены лишь в том случае, если стоимость их будет не слишком высока. Существует колоссальное несоответствие между тем, как Поколение 4 позиционируется для СМИ, политиков и общественности, и фактическим положением вещей. Фактически оказывается, что огромные суммы денег инвестируются в программы, далекие от решения наиболее серьезных проблем. Этим деньгам можно найти лучшее применение.

2 изнашивание, PLEX и безопасность

Существует общепринятое мнение, что в настоящее время для ядерной промышленности ключевой вопрос – продление срока эксплуатации реакторов. Международное энергетическое агентство считает: «Если не произойдет изменений в отношении к атомной энергетике, то в наступающем десятилетии продолжительность эксплуатации АЭС станет самым важным фактором с точки зрения выработки ядерной энергии» (МЭА 2001).

В последние два десятилетия в мире наблюдалась общая тенденция отсутствия заказов на новые реакторы. Это вызвано разнообразными факторами: страх перед ядерными авариями, произошедшими в Три-Майл Айленде, Чернобыле и Мондзю; избыток атомных мощностей; пересмотр экономических тенденций и порядка финансирования в связи с либерализацией рынка электроэнергии; экологические проблемы, связанные с практикой обращения с радиоактивными отходами, а также радиоактивные выбросы. В результате отсутствия новых заказов средний возраст реакторов увеличивался год от года, и к 2004 году составил 21 год (Schneider 2004).

Profile of World Nuclear Reactor Fleet



Источник: МАГАТЭ, PRIS, 2005 г.

Во время их строительства очень часто допускался тот факт, что реакторы не смогут находиться в эксплуатации более 40 лет. Однако в настоящее время для того, чтобы поддерживать долю атомной энергии в энергоснабжении и увеличить доходы (при учете огромных затрат как на строительство, так и на вывод из эксплуатации) предлагается продлить срок эксплуатации.

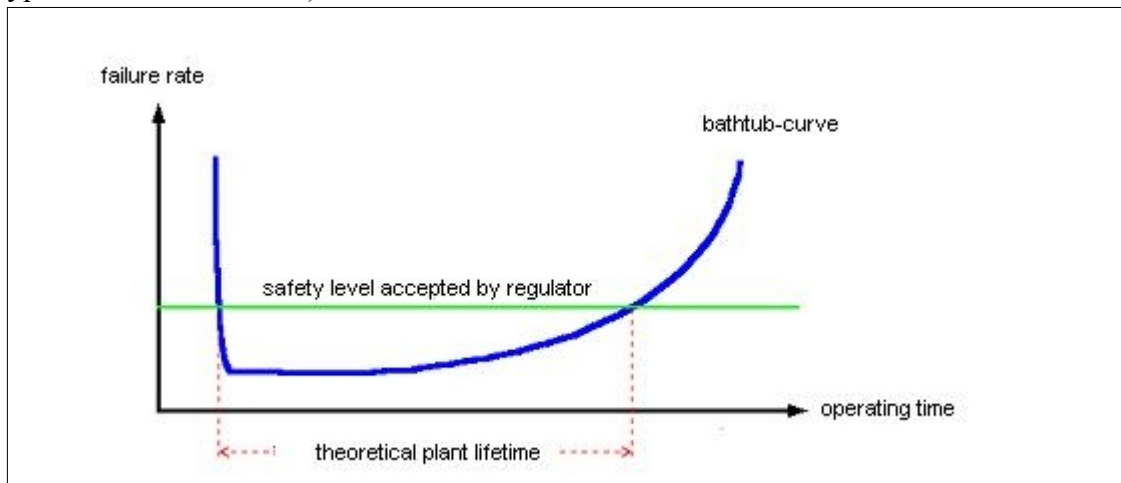
Что представляет собой изнашивание?

На любом промышленном предприятии со временем свойства материалов ухудшаются. МАГАТЭ характеризует изнашивание следующим образом: непрерывная, зависящая от времени потеря качества материалами, вызванная режимом эксплуатации (МАГАТЭ 1990).

Сложно обнаружить процессы изнашивания, пока они серьезно не повлияют на надежность. Зачастую они выявляются после того, как происходит отказ элемента – к примеру, разрыв трубы.

При введении установки в эксплуатацию нередко происходят сбои и становятся видны дефекты, допущенные при строительстве. На этом этапе предпринимаются максимальные усилия для быстрого решения всех проблем, чтобы как можно быстрее выйти на максимальную мощность.

В период, когда срок эксплуатации достигает «среднего возраста», количество проблем - на минимальном уровне. Со временем, когда начинается процесс устаревания деталей, происходит постепенное возрастание количества сбоев. На рисунке, приведенном ниже, показана U-образная кривая интенсивности отказов (синий вектор – сбои, зеленый вектор – допустимый уровень безопасности):



Типовая U-образная кривая типичных сбоев, происходящих на АЭС

Этот процесс не всегда легко распознать и проследить, и он представляет собой большой риск для АЭС. Для атомной станции с любым типом реактора период изнашивания наступает приблизительно после 20 лет эксплуатации. Однако это лишь теоретические расчёты – изнашивание может наступить и раньше.

Чем больше возраст мировых АЭС, тем больше появляется попыток преуменьшить роль износа. Данные попытки включают в себя ограничение определения износа. В германском исследовании, проведенном в конце 90-х гг., повреждения, связанные с износом, названы «повреждениями, вызванными непредвиденными нагрузками в период эксплуатации». (Liemersdorf 1998). Таким образом оказывается, что лишь небольшой процент сбоев на немецких АЭС происходит в результате износа.

Процесс износа

Износ начинает происходить в период типового срока эксплуатации (тридцать – сорок лет). Обычно с продлением срока эксплуатации реактора (на Западе для процесса продления срока эксплуатации реактора принято сокращение - PLEX) износ оборудования возрастает, что способно увеличить общий риск возникновения аварийной ситуации.

Наиболее важными процессами, влияющими на износ, являются:

- Излучение
- Тепловые нагрузки
- Механические нагрузки
- Коррозийные процессы
- Сочетание и взаимодействие вышеуказанных процессов

(Meyer 1998).

Зачастую изменения механических свойств не могут быть выявлены методом неразрушающего контроля. Поэтому довольно сложно получить достоверную оценку реального состояния материалов. Во многих случаях методы неразрушающего контроля позволяют следить за распространением трещин, изменениями поверхностей и стенок. Однако вследствие особой конструкции и высоких уровней радиации, не все компоненты могут быть проверены на 100 процентов. Следовательно, необходимо опираться на модельные расчеты для выявления нагрузок и их воздействия на материалы. Однако не поддающиеся расчетам участки реактора все равно остаются.

Мероприятия по проверке и контролю процессов износа называют «управление износом». Этот процесс состоит из программ тестирования образцов тех или иных элементов, анализа безопасности, превентивных замен компонентов в случае трещин или других повреждений, выявленных во время проверок. В США разработана специальная программа управления износом для отдельных компонентов реактора (Rinckel 1998).

Новые методы для проверки функционирования АЭС были разработаны в конце 90-х годов, их сутью являлась попытка спрогнозировать работу отдельных компонентов на основе ограниченной информации. Этому способствовало старение АЭС всего мира и общая тенденция к увеличению срока эксплуатации. С одной стороны, целью новых подходов является сделать проверки более короткими по времени и менее затратными, а с другой – избежать отказов оборудования и аварий (Ali 1998; Bartonicek 1998; Vicego 1998; Duthie 1998; Esselmann 1998; Hienstorfer 1998; Roos 1998).

Эффект изнашивания специфических компонентов

Износ может проявляться по-разному в зависимости от конкретного компонента. В принципе, все компоненты АЭС подвержены изменению свойств материалов в результате износа, что влечет за собой снижение функциональных возможностей. В ходе технического обслуживания и управления износом операторы АЭС ликвидируют ожидаемые повреждения путем ремонта и замены компонентов. Тем не менее, опыт показывает, что время от времени возникают непредвиденные повреждения в результате износа: к примеру, выявленное в 2004 году в Великобритании графитовое трещинообразование на усовершенствованном газоохлаждаемом ядерном реакторе, или трещины в трубах на реакторах с кипящей водой в Германии в начале

90-х годов. А для ядерных реакторов канального типа, CANDU и РБМК, особо тяжелой проблемой является охрупчивание. У реакторов с графитовым замедлителем существует специфическая проблема – графитовый износ. В настоящее время графитовое трещинообразование в усовершенствованном газоохлаждаемом ядерном реакторе является предметом особого наблюдения, так как это явление может представлять опасность для целостности активной зоны.

Износ составляет особо тяжелую проблему для пассивных компонентов, то есть для компонентов, не имеющих подвижных частей. Процесс износа сложно обнаружить и, более того, никто не знал, что для таких компонентов, как трубопроводы или графитовые элементы потребуются замена - это не было предусмотрено.

Повреждение активных компонентов (таких, как, например, насосы) всегда проявляет себя в видимой форме, и компоненты, которые возможно заменить, обычно меняют во время регулярного технического обслуживания. Тем не менее, нельзя игнорировать износ активных компонентов в качестве фактора риска, так как это может привести к неожиданному и полному отказу главных циркуляционных насосов и турбин. В электрическом оборудовании, например, повреждение может оставаться незамеченным до тех пор, пока не произойдет авария с колоссальными последствиями.

В прошлом были довольно подробно исследованы разнообразные аспекты износа. Известен целый ряд механизмов, подвергающихся износу. Однако они изучены не полностью.

Например, о феномене охрупчивания металла в компонентах реактора известно давно. Но он до сих пор адекватно не описан и полностью не изучен, что ведет к увеличению рисков отказа оборудования на АЭС. Другой проблемой является не полностью изученный процесс образования трещин в стальных трубах.

Несомненно, нехватка полноценных знаний в ключевых вопросах, связанных с продлением срока эксплуатации реакторов, увеличивает риски.

В Испании, где операторы АЭС стремятся увеличить срок эксплуатации реакторов с 40 до 60 лет, было установлено, что в программу «управления износом» для корпуса реактора необходимо внести серьезные изменения (Ballesteros 2004). Оказалось, что сделать это довольно проблематично, так как в рамках процедуры требуется производить радиоактивное облучение компонентов реактора в течение нескольких лет. Очевидно, что такой информацией следовало бы располагать до того, как реактор начинает работать, а не после нескольких десятилетий эксплуатации.

Процессы износа в других компонентах реактора зачастую остаются практически незамеченными. К примеру, инициированная Комиссией по ядерному регулированию США рабочая группа («Пожары, вызывающие повреждения в электрических кабелях и цепях») обнаружила, что на АЭС с изношенной кабельной изоляцией возгорания происходят чаще. Это может приводить к более частому срабатыванию защиты и повышает требования в области противопожарных мер (Röwekamp 2004).

Далее приведены некоторые наиболее важные проблемы, связанные с износом легководных реакторов (PWR, включая ВВЭР и ВВР):

Корпус реактора

- Материалы, располагающиеся около активной зоны: охрупчивание вследствие нейтронного облучения. Данное воздействие очень существенно, если есть примеси.

Медь, фосфор и никель ускоряют охрупчивание, что характерно для ВВЭР. Охрупчивание также распространено в реакторах типа PWR. Потенциально эта же проблема может иметь существенное значение для BWR.

- Сварные швы: распространение трещин из-за тепловых и механических нагрузок. Для PWR это происходит в сварных швах, расположенных вблизи активной зоны; для BWR – в продольных сварных швах.
- Крышка корпуса: образование трещин и их распространение вследствие коррозии; относится к реакторам типа PWR (Meyer 1998).
- Дно реактора: коррозионные разрушения, износ; относится к реакторам типа BWR.
- Активная зона: охрупчивание в результате воздействия нейтронов, повреждения, вызванные коррозией и эрозией. Могут быть обнаружены при осмотре. При использовании материалов, содержащих кобальт, создается дополнительная угроза попадания кобальта в систему охлаждения, что приведет к загрязнению, например, во время перезагрузки топлива. Относится к реакторам типа PWR и BWR.

Трубопроводы

На всех германских BWR были выявлены трещины в стальных трубах, возникшие, главным образом, из-за коррозии (Erve 1994). При этом использованная при изготовлении труб сталь обладает антикоррозийными свойствами. Из-за особенностей используемой воды операторы считают, что подобные проблемы отсутствуют в реакторах PWR. Однако и здесь может возникнуть коррозия после более длительного срока эксплуатации. Кроме механических нагрузок может увеличиваться влияние мало изученных тепловых нагрузок, превышающих показатели, заложенные при проектировании (Zaiss 1994). Очень сложно вести наблюдение за процессами утончения стенок, усталости материалов и др. По этим причинам старение материалов скорее всего приведет к серьезным повреждениям.

При оценке возможного повреждения труб широко применяется принцип «течь перед разрывом». В соответствии с данным принципом, сначала происходят утечки и лишь через некоторое время после этого – разрыв труб (а не, например, одновременно). Однако «гильтинные» разрывы (без предварительных утечек) уже происходили на АЭС: к примеру, в Сари (США) в 1987 году и Ловииса (Финляндия) в 1990 году (Ahlstrand 1991). В феврале 1992 года на АЭС Кардиа (Греция) произошел разрыв трубопровода вследствие охрупчивания металла (Jansky 1993). Следовательно, имеются опасения, что при неблагоприятных обстоятельствах прорывы могут происходить без предварительных течей.

Главные циркуляционные насосы

Образование и разрастание трещин происходит вследствие термических и прочих процессов, подкрепленных коррозионным влиянием. Данная проблема касается как реакторов PWR, так и BWR. В ядерных стандартах, выработанных ASME (США) и KTA (Германия), коррозионные влияния были недооценены при расчетах усталости материалов (Rinckel 1998). Несмотря на предполагаемую значительную прочность при продолжительном действии нагрузок, происходили разрывы в насосах после сравнительно непродолжительного срока эксплуатации (например, четырех лет) (Schulz 1987).

Парогенераторы

Коррозийное и эрозийное разрушения, а также утончение трубок парогенератора привело к серьезному износу этого компонента на АЭС во всем мире. В последние годы возрастает количество случаев замены парогенераторов (Meyer 1998). Несомненно, данная проблема затрагивает не только реакторы PWR, но и особенно актуальна для реакторов ВВЭР-1000.

Турбины

Процессы износа, вызванные коррозией, эрозией и усталостью, являются ожидаемыми для различных частей турбин. Большие компоненты всегда имеют неоднородность химического состава сплавов, небольшие трещины и прочие недостатки, что может привести к разрушению в результате вышеуказанного воздействия (Lee 1998).

Бетонные конструкции

Защитная оболочка реактора, корпуса зданий, градирни – все эти структурные компоненты являются объектом нагрузок, на них влияют погодные условия, они испытывают химическое воздействие, а также принимают на себя различные дозы облучения. Это характерно для реакторов типа PWR и BWR.

Сложно осуществлять наблюдение за коррозионными повреждениями в стальной арматуре. В результате, снижение прочности может остаться незамеченным. Механизмы разрушения бетона посредством коррозионных процессов, сходных с интенсивными дозами излучения, до сих пор в большей степени остаются неисследованными. Они с трудом поддаются количественной оценке, их трудно подтвердить экспериментальными данными (Naus 1996).

В США была составлена информационная база данных для оценки воздействия окружающей среды и факторов износа на бетон. Всестороннее комплексное изучение износа французских градирен привело к выводу, что сорокалетний срок эксплуатации возможен лишь при снижении уровня безопасности (Bolvin 1993). В 1991 году в Швейцарии началось систематическое изучение износа конструкций АЭС.

Анализ сейсмоустойчивости производится на основе параметров использованных при возведении АЭС материалов. Однако до сих пор очень небольшое внимание было уделено вопросу ослабления конструкций вследствие износа, несмотря на важность вопроса: «Оценка сейсмических нагрузок чрезвычайно важна, так как изношенные конструкции и компоненты могут быть наиболее уязвимы при таких нагрузках. С точки зрения сейсмического анализа, износ может сказаться на динамических свойствах, характеристиках конструкций, устойчивости, отклонениях в сценарии аварии» (Shao 1998).

Провода

Со временем ухудшается прочность кабелей, зависящая от охрупчивания слоев изоляции. Сначала это не оказывает влияния, даже если начали формироваться трещины. Однако кабель с трещинами в изоляции, находясь в сырых или химически-агрессивных средах, может стать причиной аварии (Sliter 1993).

Электронное оборудование

На АЭС используется много электронного оборудования. Главными факторами, ведущими к износу, являются температура и радиация. Дополнительное ухудшение свойств может

происходить в результате влажности и химических воздействий. В результате многообразия различного оборудования и процесса износа, не исследованного до конца, сложно сделать достоверный прогноз продолжительности срока эксплуатации. С продлением срока эксплуатации АЭС вероятность безотказной работы электронного оборудования может снизиться, а с ней - и общий уровень безопасности.

Последствия процессов износа

В общих чертах последствия износа можно описать как двойственные процессы. С одной стороны, количество инцидентов и заявленных происшествий на АЭС увеличится – небольшие утечки, трещины, короткие замыкания вследствие порчи кабеля и т.д. К примеру, в Германии 64% всех инцидентов с 1999 по 2003 гг. произошли на десяти устаревающих АЭС (из 19 АЭС, находящихся в эксплуатации), причем в расчет взяты только «тяжелые инциденты» (ВМУ 1999–2003).

С другой стороны, существуют воздействия, ведущие к постепенной потере прочности материалов, что может не проявляться вплоть до остановки реактора. Однако данные воздействия также могут привести к повреждениям с катастрофическими последствиями и последующими сильными радиационными выбросами. Самым опасным повреждением является охрупчивание корпуса реактора, которое повышает риск разрушения реактора. Повреждение корпуса PWR или BWR может стать причиной запроектной аварии, а системы безопасности не рассчитывались с учетом такого варианта. Следовательно, нет возможности контроля и предотвращения подобной чрезвычайной ситуации. Более того, повреждение корпуса может также привести к разрушению защитной оболочки реактора. Последствием всего этого может стать радиоактивный выброс катастрофического масштаба.

Охрупчивание каналов в реакторах RBMK и CANDU также попадает под категорию процессов износа с потенциально катастрофическими последствиями. В случае повреждения одного или небольшого числа каналов существует вероятность предупреждения аварии, однако при повреждении большого числа каналов – контролировать аварийную ситуацию невозможно.

Другим примером износа являются коррозионные процессы, которые могли оставаться без внимания на протяжении многих лет (инцидент в США на АЭС Davis Besse).

В исследованиях вероятностной оценки риска (ВОР), все более часто используемых персоналом АЭС, процесс износа обычно не принимается во внимание. ВОР допускает низкий процент инцидентов по причине отказа оборудования, что приводит к недооценке риска (Lochbaum 2000). В прошлом было несколько попыток учесть процесса износа в исследованиях ВОР, к примеру, на АЭС Беснау (PWR, Швейцария). Однако внимание к проблеме износа оказалось, по-видимому, недостаточным, и имеющаяся информация является несколько противоречивой (FEA 2004). Так как многие механизмы старения до сих пор остаются до конца не изученными, эффект старения не может быть досконально проанализирован в рамках ВОР. Необходимы дальнейшие исследования данного вопроса.

Таким образом, становится ясно, что риск аварии ядерного реактора существенно возрастает с каждым годом, если срок эксплуатации АЭС превышает двадцать лет. Но невозможно описать в количественном отношении непрерывное возрастание риска. Повышенная бдительность во время функционирования, технического обслуживания и ремонта реактора отчасти помогают предотвратить аварии. Однако, в период либерализации энергетического рынка и возрастания экономического давления на операторов АЭС, тенденции движутся в противоположном направлении, несмотря на то, что реакторы стареют.

Профилактические меры

При обсуждении мер противодействия процессам старения, отличительной особенностью стало различие между заменяемыми и незаменимыми компонентами. Существует общее мнение среди операторов АЭС, что в принципе все детали являющиеся важными для безопасности PWR или BWR, могут быть заменены за исключением двух: корпус реактора и защитная оболочка. Для реакторов типа ВВЭР-440 есть еще один незаменимый компонент - парогенератор (LMD 2002).

Корпус реактора естественным образом ограничивает срок его службы. За последние несколько лет был осуществлен ряд исследований по этому вопросу. Вопрос изучался компанией Siemens (WISE 1998), еще одна попытка была предпринята в Японии (Daisuke 1999). Техническая возможность замены корпуса была подтверждена. Несмотря на это, исследования в этой области более не проводятся и замена корпуса реактора нигде не обсуждается (LMD 2001).

Реакторы типа RBMK и CANDU имеют преимущество, т.к. каналы могут быть заменены; действительно, уже существуют обширные восстанавливающие программы. Срок службы канала значительно короче, чем средний срок корпуса реактора.

Обычно различаются четыре уровня профилактических мер:

- **Замена компонентов:** в случае выявления очевидных дефектов, утечек и других проблем, непосредственно влияющих на функционирование АЭС, замена компонентов является единственным вариантом, наряду с бессрочным закрытием АЭС. Заменены могут быть даже крупные детали, такие как парогенераторы. Затраты на данные мероприятия обычно очень велики. Замена компонентов также включает в себя образование дополнительных радиоактивных отходов.
- **Снижение нагрузок:** данный способ применяется для корпуса реактора. Затраты на данные мероприятия - средние.
- **Усиленные проверки и текущий контроль АЭС:** Эффект износа материалов может быть «компенсирован» многократными проверками и/или усилением текущего контроля на станции в сочетании с соответствующим техническим обслуживанием и надеждой на то, что трещины и другие повреждения будут выявлены до того, как станут причиной катастрофического разрушения. Затраты на данные мероприятия являются относительно низкими.
- **Снижение уровня безопасности:** Путём отказа от некоторых мер безопасности можно безболезненно продлить срок службы реактора. Доказано на бумаге.

Здесь не рассматривается такая мера как ремонт отдельных компонентов. Ремонт включен в комплекс мер, необходимых для регулярного функционирования АЭС, независимо от продления срока службы. Одним из заслуживающих внимания методов является отжиг корпуса реактора, который практикуется в станах Восточной и Центральной Европы, как метод уменьшения охрупчивания. Однако этот метод является сомнительным из-за того, что долгосрочный эффект таких действий не изучен.

Последние публикации в целом доказывают достаточность существующих мер против износа оборудования. Одновременно, эти утверждения опровергаются заявлениями атомной индустрии о том, что необходимо срочное более подробное изучение эффекта старения.

Например, во французских и немецких публикациях (Морлент 2001) утверждается, что количество инцидентов, связанных со старением оборудования, постоянно растет, то есть требуется более глубокое исследование этого вопроса. Со временем должны появиться новые важные данные по этой проблеме. Следовательно, необходимо продолжение углубленных исследований феномена старения, особенно на его ранней стадии.

Современные тенденции требуют от атомной промышленности сокращать расходы на инспекции, хотя для контроля за износом нужно, наоборот, увеличить расходы на подобную деятельность. Вместе с этим, внедряется стратегия снижения расходов, чтобы увеличить конкурентоспособность во время либерализации энергетического рынка. Атомная промышленность заявляет, что постоянный мониторинг на АЭС силами персонала может заменить регулярные инспекции (Schulz 2002), однако это является лишь прикрытием для снижения стандартов безопасности.

Хранение ОЯТ на АЭС все больше применяется в ряде стран из-за отсутствия альтернативных вариантов обращения с топливом (в США, Германии, Центральной и Восточной Европе и др.). Там, где собираются продлять сроки службы реакторов, необходимо увеличивать вместимость пристанционных хранилищ, чему уделяется очень небольшое внимание. Это приведет к увеличению количества радиоактивных материалов на каждом объекте.

Из обзора PLEX, представленного выше, видно, что срок службы реакторов планируется продлевать во многих странах, занимающихся производством ядерной энергии.

Программы PLEX, развернутые по всему миру

Страна	Количество реакторов	Средний возраст	Реальный срок эксплуатации	Запланированный срок эксплуатации	Примечания
Аргентина	2	25			Нет данных.
Армения	1	24	30	30	Метцамор, ВВЭР 440-230, вероятность продления срока эксплуатации – средняя.
Бельгия	7	25	30	40	Заключенное в 2003 году политическое соглашение ограничивает срок работы АЭС до 40 лет.
Бразилия	2	12			На данном этапе не является предметом рассмотрения.
Болгария	4	20	30		Подписано политическое соглашение о закрытии 2 из 4 реакторов.
Канада	17	22	30		В конце 90-х гг. проблемы изнашивания явились причиной временного закрытия восьми реакторов. Дальнейшая эксплуатация покажет, как эти и прочие реакторы Candu будут функционировать дальше.
Китай	11	5			На данном этапе не является предметом рассмотрения.
Чешская Республика	6	13		40	В настоящее время осуществляется расширенная программа модернизации для продления срока эксплуатации реакторов Dukovany до сорока лет.
Финляндия	4	25	30	60	На АЭС Olkiluoto уже были произведены работы по продлению до сорока лет с возможным последующим продлением еще на 20 лет.

Франция	59	20	30	40	Существуют проекты, которые позволят продлить срок эксплуатации всех реакторов до 40 лет.
Германия	18	25		32	Было достигнуто политическое соглашение о закрытии всех АЭС по достижении 30-летнего срока, примерно к 2025 г.
Венгрия	4	20	30	50	Было объявлено о возможном продлении срока службы АЭС Paks до 50 лет.
Индия	14	17			Сообщается, что на некоторых АЭС были проведены работы по продлению срока эксплуатации.
Япония	54	24		60	В настоящее время Министерство внешней торговли и промышленности исследует предложение о продлении срока эксплуатации реакторов до 60 лет.
Республика Корея	20	13			Были разработаны предложения о продлении срока эксплуатации до 60 лет.
Литва	1	18			По плану остающийся реактор должен быть остановлен в 2009 году – после 22-летнего срока эксплуатации, что является частью вступления в Договор о партнерстве с ЕС.
Мексика	2	12			На данном этапе не является предметом рассмотрения.
Нидерланды	1	32		40	АЭС Borssele подверглась модернизации и в настоящий момент срок службы продлен до 2013 года.
Пакистан	2	19	30	45	Реактор Kanup будет функционировать дополнительно 15 лет.
Румыния	1	9			На данном этапе не является предметом рассмотрения.
Российская Федерация	31	24			РБМК подвергаются модернизации, что позволит им функционировать около 15 лет дополнительно.
Республика Словакия	6	17			Старейший реактор V1 в Богунце намечено закрыть к концу 2008 года, что является частью вступления в Договор о партнерстве с ЕС.
Словения	1	22		40	Не рассматривается продление срока эксплуатации реактора сверх намеченного сорокалетнего срока.
Южная Африка	2	20		40	Не рассматривается продление срока эксплуатации реакторов сверх намеченного сорокалетнего срока.
Испания	9	23	40	60	В 2006 году намечено закрытие старейшего реактора Jose Cabrera - 37 лет эксплуатации.
Швеция	11	26			На референдуме было принято решение о закрытии всех реакторов к 2010 году; однако, проводится новая оценка в связи с тем, что закрытие не является выполнимым.
Швейцария	5	30			У некоторых реакторов имеются лицензии на бессрочную эксплуатацию, у других – десятилетние разрешения; не намечено определенного срока эксплуатации.
Тайвань	6	23			
Украина	15	16	30		Были разработаны мероприятия по модернизации и продлению срока эксплуатации всех реакторов ВВЭР-1000.

Великобритания	23	26			В настоящее время у всех реакторов Magnox имеется фиксированный срок эксплуатации, вплоть до 50 лет. На реакторах AGR (второе поколение) проведены работы по продлению срока службы (на пять лет).
США	104	22			В 2009 году у трех реакторов истекут первые сорокалетние лицензии. Из упомянутых 100 реакторов, у 23 срок лицензий истечет к 2015 ² году. Реакторы, получившие двадцатилетнее продление срока службы: Калверт Клиффс (1&2); Окони (1,2&3); Арканзас Ньюклиа Ван 1; Эдвин Ван Хетч (1&2); Турки Пойнт (3&4); Сарри (1&2); Норд Анна (1&2); МакГауер (1&2); Катауба (1&2); Пич Баттом (2&3); Сент Люси (1&2); Форт Калгум; Робинзон 2; Джинна; Саммер; Дрезден (2&3); Квод Ситиз (1&2).

Источник: МАГАТЭ 2005

Финансовый аспект

Последствия износа, проявляющиеся при аварийных ситуациях, ведут к снижению работоспособности и объема выработанной и реализованной электроэнергии. Поэтому для оператора АЭС существует четкая инструкция по осуществлению модернизации и профилактических мер.

С другой стороны, последствия износа повышают вероятность внезапных отказов. Однако вероятность таких отказов мала с точки зрения ежедневной практики. Сам по себе износ не несет угрозы штрафов или иных экономических санкций. Поэтому, с экономической точки зрения, нет особой мотивации инвестировать в профилактические меры, направленные против износа компонентов, а операторы будут стремиться к сокращению затрат.

Следовательно, у операторов АЭС существует тенденция сокращать количество заменяемых компонентов.

Замена больших компонентов осуществлялась (и будет осуществляться) только в том случае, если жизненный срок оборудования достигает достаточного уровня для амортизационных вложений. К примеру, в большинстве стран Запада на АЭС с реакторами с водой под давлением были произведены замены парогенераторов; во Франции и ряде других стран производится замена крышек корпуса реакторов.

Экономическая оценка продления срока службы является сложной и зависит от состояния бетонных конструкций каждой отдельно взятой АЭС. Во многих исследованиях описываются преимущества PLEX (продления). К примеру, один американский аналитик недавно заявил, что затраты для PLEX на американской АЭС составляют около 10-50 долларов за кВт, тогда как строительство менее дорогих неядерных станций обойдется в 325–405 долларов за кВт. Увеличение срока эксплуатации угольной тепловой электростанции на двадцать лет обойдется

² Лицензия на продление срока эксплуатации реактора: FACT SHEET, US NRC, Март 2005 г.

в 100–250 долларов за кВт (Macdougall 1998). Новые АЭС обойдутся значительно дороже, чем все вышеперечисленное (свыше 1 000 долларов за кВт).

Исследование МАГАТЭ показывает огромные расхождения экономических расчетов по PLEX. Основанный на анкетных данных, полученных от операторов АЭС из двенадцати стран, диапазон затрат может составить 120–680 долларов за кВт (плюс-минус 20%). Однако, здесь рассчитана лишь часть затрат. Данные о затратах приводятся лишь в общем виде, конкретные АЭС не упоминаются из соображений конфиденциальности, связанных с конкуренцией на энергетическом рынке разных стран (МАГАТЭ 2002).

Министр промышленности Франции Пьере, поддерживающий идею продления срока эксплуатации реакторов, заявил, что каждый год после тридцатилетнего срока эксплуатации принесет прибыль в размере 70 миллионов долларов на реактор (NUCWEEK 47_00). Таким образом, все энергоблоки Франции в течение 10 лет принесут совокупный доход в размере 15-23 миллиардов долларов (NUCWEEK 40_03).

Помимо этих расчетов были опубликованы данные по проектам PLEX некоторых стран. К примеру, модернизация, направленная на десятилетнее продление срока эксплуатации двух финских реакторов АЭС Olkiluoto (тип BWR), составляет 130 миллионов долларов (Rastas 2003). На венгерской АЭС Пак, двадцатилетнее продление срока службы четырех реакторов ВВЭР будет стоить около 700 миллионов евро (NUCWEEK 47_04). Продление срока эксплуатации АЭС на территории Украины (от 10 до 15 лет) обойдется в 3-4 раза дешевле, чем строительство новых станций (NUCWEEK 23_03). Продление на 15 лет срока службы двух реакторов первого поколения на Кольской АЭС обойдется в 150 миллионов евро за оба блока (NUCWEEK 33_04).

Стоимость лицензии на продление срока эксплуатации и оплата инспекций составляют сравнительно малую статью затрат на PLEX. К примеру, два блока Nine Mile Point (США), тип BWR, оцениваются в 25 миллионов долларов (NUCWEEK 48_03).

По сравнению со строительством реактора нового типа, как финский EPR, стоимость которого равняется 3 млрд евро, затраты на продление кажутся мизерными.

Повышение коэффициента установленной мощности

Повышение коэффициента использования установленной мощности (КИУМ) является экономически целесообразным выбором для операторов АЭС, т.к. в значительной степени остается без внимания общественности. В сочетании с продлением срока службы, КИУМ хорошо окупается.

Повышение КИУМ практикуется в большинстве стран, оснащенных АЭС. В период с 1995 по 1997 гг. в Испании модернизированные турбины и парогенераторы выработали дополнительно 4% от мощности электростанций. В последние годы увеличение КИУМ продолжается. Например, в Швеции мощность таким образом выросла на 600 Мвт (Varley 1998).

Выработка финской АЭС Olkiluoto возросла на 18,3% (Rastas 2003). В Германии КИУМ целого ряда АЭС также был повышен. До середины 2004 г. повышение КИУМ давало около 800 Мвт дополнительно, или 4% от установленной мощности АЭС; в будущем планируется добавить ещё 450 Мвт (DATF 2003; ATW 2004). Также повышение КИУМ широко практикуется в США.

За пять лет выработку на АЭС Джинна в США (в настоящее время составляет 495 Мвт), где планируется продление срока эксплуатации, планируется повысить на 17%. Мероприятия по

увеличению КИУМ также реализовывались на 4 блоках реакторов второго поколения типа ВВЭР (Пакш, Венгрия) - уровень мощности увеличился с примерно 470 Мвт до 510 Мвт (NUCWEEK 47_04).

Для повышения КИУМ на АЭС существует две возможности (часто сочетаемые):

- При нормальной мощности вырастает тепловая эффективность АЭС. Производится оптимизация работы турбин. Также эффективной является замена парогенераторов. Безопасность АЭС остается на прежнем уровне.
- Тепловая мощность увеличивается за счет повышения температуры теплоносителя. Таким образом, вырабатывается больше пара и реактор вырабатывает больше электричества с помощью турбин (которые также необходимо модернизировать). Повышение тепловой мощности повышает риск неполадок, на компоненты реактора оказывается более серьезная нагрузка. Бытует общее мнение, что этот сценарий негативно влияет на безопасность и ускоряет процессы износа.

За последние годы в промышленных масштабах были реализованы проекты по повышению КИУМ. К примеру, в Германии все работы в этой области проводились с использованием второго сценария. Более того, увеличение тепловой мощности реактора рассматривается в качестве чрезвычайно рентабельного способа по повышению выработки электроэнергии (FRAMATOME 2004).

В реакторах типа PWR мощность возрастает от увеличения средней величины температуры хладагента, сопровождаемого ростом температуры в активной зоне. Данный процесс ведет к снижению коэффициента безопасности: коррозия оболочек тепловыделяющих элементов ускоряется, давление первичного контура растет. Меры контроля и предотвращения критических ситуаций становятся более сложными (Bornemann 2001).

Аналогичные проблемы возникают при повышении КИУМ других типов реакторов. К примеру, увеличение мощности АЭС Квайд Сити 2 (США, тип BWR) привело к вибрациям паропровода, что, в свою очередь, вызвало повреждение других компонентов и повлекло за собой многочисленные аварийные остановы и ремонтные работы (UCS 2004).

Увеличение процента выгорания топлива (т.е. получение большего количества энергии из тонны топлива) является еще одним методом, который операторы предпринимают для улучшения экономических показателей АЭС. Для этого необходимо увеличить процент обогащения свежего ядерного топлива.

В последнее время происходит все больше попыток увеличить выгорание топлива. За несколько десятилетий выгорание топлива на реакторах PWR повысилось с приблизительно 30 000 Мвт·сутки/т до 50 000 Мвт·сутки/т. Следующая цель – достичь показателя 60 000 Мвт·сутки/т. На реакторах типа BWR складывается похожая ситуация.

Повышение степени выгорания топлива также увеличивает опасность повреждения оболочек тепловыделяющих элементов, а, следовательно, и радиоактивного заражения охлаждающей воды. Более того, до сих пор до конца не исследовано влияние глубокого выгорания на функционирование топливных стержней при аварийных ситуациях.

Увеличенное выгорание сокращает объем отработавшего ядерного топлива, ежегодно нарабатываемого реактором. С другой стороны, транспортировка, хранение и утилизация ОЯТ становятся более опасными, т.к. растет интенсивность радиационного излучения, тепловая нагрузка, а также процент актинидов с большим периодом полураспада в отработавшем топливе.

Перспективы инспекционной деятельности

Несмотря на общепринятое мнение, что главная ответственность за безопасную работу атомной электростанции возлагается на оператора, регулирующие органы также играют важную роль: устанавливают стандарты безопасности и рассматривают потенциальные риски. Следовательно, перспективы и проблемы инспекционной деятельности заслуживают того, чтобы обсуждаться здесь. Данный раздел основан на недавнем докладе Комитета по ядерному регулированию в структуре Агентства по ядерной энергии Организации экономического сотрудничества и развития (OECD), состоящего главным образом из представителей регулирующих органов разных стран мира (CNRA 2001).

Регулирующая практика разных стран различается, однако она похожа в области процессов износа и продления срока службы реакторов.

В США и Финляндия выдают лицензии на эксплуатацию с указанием фиксированного времени. В Швейцарии только для некоторых электростанций существуют ограничения по срокам. Большинство стран выдает бессрочные лицензии при условии подтверждения соответствия требованиям по безопасности АЭС. Периодические проверки безопасности здесь играют основную роль. В разных странах операторы АЭС обязаны подавать в регулирующие органы различающийся набор документов. Существует различия и в том, как проводится оценка уровня безопасности. Методика разработки и усовершенствования правил и инструкций также значительно отличается. Во многих странах возрастает роль вероятностной оценки рисков, которая заменяет детерминистский метод, а в некоторых государствах такая оценка включена в процесс лицензирования.

Регулирующие органы обычно анализируют дизайн реактора, исходя из данных проектирования, чтобы решить, каких усовершенствований в области безопасности можно требовать и ожидать от оператора АЭС. Однако и здесь есть исключения: процесс возобновления лицензии в США уделяет особое внимание вредному эффекту старения и не рассматривает принципиальный дизайн реактора.

В этой ситуации органы регулирования во всем мире сталкиваются с определенными проблемами. Основным и наиболее серьезным недостатком регулирующей практики является то, что ни одна страна не обладает исчерпывающим набором технических критериев для вынесения решения о том, что дальнейшая эксплуатация АЭС не может быть разрешена.

Общепринятым принципом является то, что основные параметры реактора сохраняются на протяжении всего срока эксплуатации. Некоторые страны (к примеру, Швейцария) требуют, чтобы АЭС соответствовали передовым научным и техническим стандартам. Во многих других странах данное требование является частью отношения регулирующих органов. Данный критерий рассматривается в качестве особо затруднительного. Нередко регулирующим органам крайне трудно определить, в какой степени это применимо к стареющим АЭС.

На практике применение современных требований к устаревающим АЭС происходит с учетом «целесообразности», принимая во внимание уровень безопасности и необходимых затрат (из ответов, полученных в ходе анкетирования, организованного Агентством по ядерной энергии Организации за экономическое сотрудничество и развитие, OECD). Конечно же, данная формулировка оставляет огромное поле для интерпретаций и компромиссов. Отклонения от современных стандартов безопасности оцениваются регулирующими органами для каждого случая отдельно.

Тенденция к увеличению использования вероятностных методов также создает проблемы для регулирующих органов. Вероятностный анализ все больше используется этими органами в своей деятельности.

Однако регулирующие органы в основном выступают против того, чтобы принимать решения в области лицензирования только на основе вероятностного анализа и полностью отказаться от детерминистского подхода. Применение только вероятностного анализа создаст новые затруднения в области регулирования в связи с тем, что операторы АЭС уже пытаются приводить аргументы, основанные на вероятностных оценках, о том насколько «целесообразна» модернизация старых АЭС.

Другой сложной задачей в области регулирования является обеспечение гарантии достаточной квалификации персонала, обслуживающего старые АЭС. Различные особенности дизайна старых реакторов и их технической ограниченности могут быть не настолько хорошо документированы, как в случае с новыми энергоблоками. Ситуация может усугубиться уходом на пенсию проектировщиков и персонала старых АЭС, работавших с момента введения реакторов в эксплуатацию.

3 Угроза террористического акта

В XX веке, задолго до 11 сентября 2001г., произошло немало террористических актов. Однако, в начале XXI века угроза терроризма существенно выросла.

В настоящее время существует множество потенциальных объектов террористических атак. Промышленные установки, офисные здания, расположенные в центрах городов, либо заполненные спортивные стадионы могут привлечь внимание террористической группы, если в ее планы входит уничтожение как можно большего количества людей одновременно. С другой стороны, атомная электростанция может быть выбрана в качестве мишени по следующим причинам (или комбинации этих причин):

1. Вследствие своей символичности – ядерная энергия может рассматриваться как образец научно-технического прогресса, как «высокая технология». Более того, эта технология имеет двойную направленность: гражданскую и военную. Поэтому многие считают атомную энергию потенциально опасной – что оправданно. Следовательно, нападения на АЭС могут вызвать сильное психологическое влияние.
2. Вследствие отдаленных последствий – нападение может привести к радиоактивному заражению долгоживущими радионуклидами. Атакованное государство будет еще долго справляться с разрушениями. Более того, будет нанесен экономический ущерб на многие десятилетия. Огромные территории (города, промышленные комплексы) придется эвакуировать на неопределенный срок, что может дестабилизировать целые регионы.
3. Вследствие непосредственного воздействия на выработку электроэнергии в пострадавшем регионе – АЭС являются огромными и централизованными составными частями системы электроснабжения, где бы они ни функционировали. Внезапная остановка АЭС может привести к разрушению местной энергетической системы.
4. Вследствие долговременного эффекта на выработку электроэнергии – не только в пострадавшем, но и в других регионах (возможно, даже во всех странах, где функционируют атомные электростанции) – успешная атака на одну АЭС станет атакой на АЭС во всем мире (BRAUN 2002). После такого нападения, демонстрирующего уязвимость АЭС, появится вероятность того, что АЭС по всему миру начнут останавливать.

Существуют также причины – с точки зрения террористической группы – против выбора АЭС в качестве мишени: ядерная установка является менее уязвимой, чем другие цели; последствия радиационной аварии могут проявиться на больших расстояниях, на невраждебных территориях; в стране, подвергшейся террористическому акту, может подняться волна экстремизма (Thompson 2005). Однако невозможно точно просчитать, существует ли вероятность атаки на какие-либо конкретные цели или нет. Не вызывает сомнений, что террористический акт, направленный на АЭС, возможен, как и то, что есть другие мишени для атак.

Связанные с АЭС террористические акты могут иметь различные сценарии. Невозможно перечислить их все, так как невозможно предвидеть все человеческие фантазии. После 11 сентября 2001 года представители власти концентрируют свое внимание на самолетном сценарии с террористами-смертниками на борту. Однако нельзя упускать из виду и другие вероятные сценарии.

Террористические акты, направленные на атомные электростанции, не являются чисто теоретическими событиями. В прошлом произошел целый ряд подобных атак. По счастливой

случайности они не привели к катастрофическому радиоактивному выбросу. Ниже приведен ряд примеров (Coeytaux 2001; Thompson 1996; Nissim 2004; TMI 2005; NUCWEEK 46_94):

- 12 ноября 1972 года: трое террористов–смертников захватили управление на борту самолета DC-9 авиакомпании Southern Airlines и угрожали врезаться в Окриджский военный научно-исследовательский реактор. После получения 2 млн долларов они улетели на Кубу.
- Декабрь 1977 года: в Испании баскские сепаратисты взорвали несколько бомб, что привело к повреждению корпуса ядерного реактора и парогенератора на АЭС Лемониз, находившейся в стадии строительства. Двое рабочих были убиты.
- Декабрь 1982 года: в ЮАР, несмотря на строгие меры безопасности, повстанцы из движения ANC заложили четыре бомбы на АЭС Koeberg, находящейся в стадии строительства.
- Май 1986 года: три из четырех внешних линий электропередач, питающих АЭС Пало Верде (Аризона, США), были выведены из строя в результате диверсии путем короткого замыкания.
- Февраль 1993 года: на АЭС Три-Майл-Айленд (штат Пенсильвания, США) мужчина на автомобиле прорвался сквозь ворота и врезался в полуоткрытую дверь турбинного здания. Охранники нашли его прячущимся в этом здании четырем часами позднее.
- 1993 год: группа террористов Исламского Джихада, имеющая отношение к взрыву автомобиля около Мирового Торгового Центра, в письме, полученном газетой New York Times, угрожала сделать мишенью ядерные объекты. При этом следствие установило, что в ноябре 1992 г. террористическая группа обучалась в лагере, расположенном неподалеку от Харрисберга (штат Пенсильвания), в 50 км от АЭС Три-Майл-Айленд.
- Ноябрь 1994 года: появилось сообщение об угрозе взрыва на Игналинской АЭС в Литве. Однако взрыва не произошло и бомбу не обнаружили.

Военные действия

При существующей в мире обстановке военная акция, направленная на ядерные установки, представляет еще одну угрозу, заслуживающую особого внимания. После падения «железного занавеса» увеличилось число региональных конфликтов. Эти войны могут быть связаны с распадом государства или с борьбой населения за независимость (Münkler 2003). Подобные причины могут привести к тому, что одна из сторон конфликта решит напасть на АЭС.

Военные вторжения являются еще одной причиной региональных конфликтов. В течение таких конфликтов несколько стран могут атаковать одну, от которой исходит реальная или предполагаемая угроза. Если на территории атакуемой страны располагаются атомные электростанции, существует риск, что они могут быть непреднамеренно разрушены. Более того, вторгающаяся сторона может напасть на АЭС для поражения системы электроснабжения противника. Даже если предпринимаются попытки избежать радиационных выбросов, из-за компактного размещения компонентов АЭС относящиеся к безопасности системы будут повреждены. Также в период военных действий система энергоснабжения может быть разрушена и без прямой атаки на АЭС. В совокупности с разрушением инфраструктуры в конечном итоге это может привести к инцидентам и авариям на атомных электростанциях.

Также вероятно, что АЭС – предположительно или точно эксплуатирующиеся в военных целях – будут намеренно уничтожены. В этом случае выброс радиоактивных материалов может быть приемлем для атакующего как одно из последствий.

В июне 1981 года большой исследовательский реактор (40 Мвт) в иракском научно-исследовательском центре Тувайта был разрушен ВВС Израиля, т.к. израильские войска опасались, что этот реактор может использоваться (напрямую или косвенно) для военных целей. В течение военных действий в 1991 году в Персидском заливе во время ночной атаки американские ВВС уничтожили два небольших реактора, расположенных в этом же центре. (Thompson 1996).

Возможные угрозы военных действий не могут быть исключены ни в одном регионе. В начале 90-х гг. в течение Балканского конфликта АЭС Крско в Словении несколько раз подвергалась опасности. В июне 1991 года война вновь коснулась границ Словении. Боевые действия, проходившие в окрестностях Загреба, могли распространиться и на словенские территории (Hirsch 1997).

В случае военного конфликта диверсионные акты могут происходить одновременно с военными действиями (их осуществляют войска специального назначения, действующие в тылу противника, или «пятая колонна» внутри страны). Эта опасность чрезвычайно высока при неравной войне, когда сильное государство атакует более слабую в военном отношении страну. Сомнения по поводу методов противодействия агрессору существенно снижаются, если у атакованной стороны нет другой возможности защититься, кроме диверсий, или если она понесла колоссальные потери среди своего гражданского населения.

Использование ядерного оружия при нападениях на атомные электростанции (при террористической или военной атаке) здесь не обсуждается. Однако необходимо упомянуть, что АЭС может значительно увеличить радиоактивное загрязнение, возникшее в результате применения ядерного оружия – количество радиации, сосредоточенное на коммерческой АЭС, в 1000 раз больше, нежели высвобождается в результате взрыва ядерной бомбы.

Мишени и их уязвимость

Из всех ядерных и прочих установок, например химических заводов, хранящих токсичные материалы, атомные электростанции являются наиболее «привлекательными» мишенями для террористических и военных атак. Они широко распространены (по меньшей мере в целом ряде промышленно развитых стран), содержат значительное количество радиоактивных материалов, и, как было упомянуто ранее, являются важными компонентами энергосистемы. Более того, они представляют собой типичные строения, видимые даже с больших расстояний.

Территория атомной электростанции занимает несколько десятков тысяч квадратных метров. Центром является реакторное здание, которое, судя по названию, вмещает в себя реактор с высокорadioактивным ядерным топливом (порядка 100 тонн), а также важнейшие системы охлаждения и безопасности.

Вероятно, что в случае нападения, реакторное здание станет основной целью. Если в случае атаки реактор будет находиться в режиме эксплуатации, и система охлаждения перестанет функционировать, то в течение короткого времени (около часа) произойдет расплавление активной зоны. Даже если реактор будет заглушен, из-за радиоактивного распада продолжится выделение большого количества тепла, топливо начнет расплавляться – хотя и немного медленнее.

В случае разрушения реакторного здания с выходом из строя систем охлаждения произойдет один из наиболее опасных инцидентов: авария с расплавлением активной зоны. В результате произойдет большой радиоактивный выброс в течение короткого времени.

Бассейн для хранения отработавшего ядерного топлива является еще одним уязвимым элементом со значительным скоплением радиоактивных материалов. На некоторых установках содержится в несколько раз больше топлива, чем помещается в активную зону реактора. На некоторых атомных электростанциях бассейн расположен под защитной оболочкой и защищен от внешнего воздействия бетонным корпусом (к примеру, реакторы с водой под давлением, расположенные на территории Германии). Однако во многих случаях бассейн расположен в отдельном, менее защищенном здании (это касается многих американских атомных электростанций). В германских реакторах с водой под давлением бассейн располагается в реакторном здании, но за пределами защитной оболочки и значительно хуже защищен, чем сам реактор.

Помимо реакторного здания и бассейна для хранения ОЯТ, также существуют различные здания и установки, представляющие разное значение для безопасности. При рассмотрении современных реакторов с водой под давлением (PWR, включая ВВЭР, это примерно 60% всех АЭС в мире), наиболее важными являются:

- Здание с комнатой управления реактором, центральным электрическим и электронным оборудованием;
- Вспомогательное здание с установками для очистки воды и вентиляции;
- Машинный зал с турбиной и генератором;
- Трансформаторная станция, соединяющая с энергетической сетью;
- Здание аварийного энергоснабжения с аварийными дизель-генераторами и системой охлаждения воды;
- Здание с установками аварийного снабжения парогенераторов (т.е. охлаждение реактора с помощью вторичного контура) и дистанционной системой отключения;
- Помещение высвобождаемого газа;
- Производственное помещение с зоной отдыха для персонала;
- Градирни (если есть);
- Здание забора и сброса охлаждающей воды.

Похожая ситуация с реактором на кипящей воде. Однако в этом случае здание системы аварийного снабжения отсутствует, т. к. реактор типа BWR оснащен только одним контуром охлаждения и, соответственно, не оснащен парогенератором. Вместо здания аварийного снабжения некоторые реакторы типа BWR снабжены зданием аварийного резервного оборудования с диспетчерским пультом аварийного управления, позволяющим контролировать ключевые функции безопасности.

До настоящего времени проекты некоторых АЭС не учитывают вопросы защиты от внешнего воздействия, включая действия человека (к примеру, падение самолета). В тех проектах, где подобное воздействие учитывается – речь идет лишь об одном варианте (падении небольшого военного самолета). Пространственное разделение относящихся к безопасности систем стало наиболее важной мерой противодействия. Оно гарантирует, что лишь одна система, важная для

безопасности, может быть разрушена в результате негативного воздействия – ситуация, с которой можно справиться. К примеру, в случае отказа вспомогательной системы энергообеспечения через соответствующий трансформатор, включается аварийное снабжение от дизельных генераторов.

Даже если реакторное здание останется незатронутым в результате воздействия, ситуация все равно может выйти из-под контроля, если разрушится более, чем одна из систем безопасности АЭС. Это может произойти даже если системы безопасности разнесены в пространстве, например, если атака происходит по всей территории АЭС.

В случае одновременного отказа энергосистемы (подающей энергию из сети через трансформатор) и аварийной системы энергоснабжения, на АЭС не остается работающих насосов в системе охлаждения. В случае одновременного разрушения комнаты управления и системы аварийного снабжения (здание аварийного резервного оборудования), возникнет ситуация, при которой необходимые системы безопасности продолжат функционировать, но их станет невозможно контролировать. Серьезные разрушения на территории АЭС могут предотвратить проникновение персонала для проведения аварийных мероприятий и ремонтных работ – по меньшей мере, в течение тех нескольких часов, когда требуется принимать меры.

Разрушение здания для водозабора ведет к тому, что все системы охлаждения реактора перестанут работать. Однако, в данном случае аварийная ситуация развивается медленно, т.к. на территории АЭС располагаются разнообразные доступные резервуары с водой. Таким образом, есть время для импровизации, если конечно степень разрушения АЭС позволяет что-то сделать.

Последствия нападения на атомную электростанцию

Одним из примеров возможных сценариев, подробно рассматриваемых здесь, является бомбардировка атомной электростанции. Она может привести к самой тяжелой аварии ядерного реактора: расплавлению активной зоны реактора с разрушением защитной оболочки. Данная атака может быть более эффективной, чем применение ракет, пробивающих железо и бетон.

Возможным сценарием бомбардировки может стать применение гаубицы с калибром 15,5 см (перевезенной на грузовиках), как часть военной операции или террористической атаки. В настоящее время практически каждая армия в мире обладает данным видом оружия; нельзя исключать, что террористы смогут его заполучить. 15,5 см гаубица может быть доставлена к АЭС в закамуфлированном виде; она будет готова к применению в течение нескольких минут. Если атака произойдет с расстояния 12-15 км, под огнем окажется участок 50 м x 50 м, куда может попасть несколько снарядов. Если же расстояние короче, а погодные условия благоприятны, точность попадания значительно возрастет. Возможно многократное поражение реакторного здания.

При применении осколочно-фугасных снарядов реакторное здание будет частично разрушено. Внутри здания произойдут тяжелые разрушения. Сотрудники завода будут убиты или получат телесные повреждения. Снаряды, не попавшие в цель, приведут к дальнейшему опустошению территории. Применение разрывных снарядов и других видов боеприпасов может усугубить ситуацию. Будет чрезвычайно сложно осуществить эффективные и быстрые меры противодействия.

Расплавление активной зоны реактора приведет к колоссальным радиационным выбросам в течение нескольких часов. Количество выбросов в атмосферу может составлять от 50 до 90

процентов таких подвижных радионуклидов, как йод и цезий, плюс небольшой процент стронция-90. В случае с АЭС мощностью 1000 Мвт это составит несколько сотен тысяч ТБк по цезию-137 (Hahn 1999). Для сравнения в Чернобыле было выброшено примерно 85 000 ТБк цезия (NEA 1996).

Последствием катастрофы станет эвакуация на территории до 10 000 км² в кратчайшие сроки. Количество смертей в результате облучения может достигнуть 15 000 человек, и до одного миллиона смертей в результате раковых заболеваний и бесчисленных случаев генетических мутаций. На территории до 100 тысяч кв. км в течение длительного времени будет такой уровень радиации вследствие загрязнения, что потребуются переселение жителей. Экономический ущерб составит приблизительно 6 000 миллиардов евро (Hahn 1999).

Для многих типов реакторов высока вероятность разрушения или тяжелых повреждений бассейнов выдержки для ОЯТ. В этом случае выбросы будут гораздо масштабнее вышеупомянутых, и, соответственно, с более тяжелыми последствиями.

В течение некоторого времени еще можно предпринять усилия для охлаждения топлива. Если в результате нападения охлаждающая система в бассейне выдержки ОЯТ выйдет из строя и вода начнет выкипать, пройдет от одного до десяти дней (в зависимости от времени охлаждения и количества ОЯТ в бассейне), пока верхние части тепловыделяющих элементов не покажутся из под воды. Если же бассейн поврежден и вода вытекает, топливо покажется из-под воды гораздо быстрее. В случае, если топливо не будет защищено слоем воды, никакой защиты от радиоактивного излучения не останется. Какое-либо вмешательство станет невозможным из-за чрезвычайно мощного радиоактивного излучения.

Затем недавно загруженное топливо достигнет уровня горения в воздухе (900°C) и в течение нескольких часов произойдут огромные радиоактивные выбросы (Alvarez 2003).

Дополнительная информация

Неправительственные организации

Антиатом.ру – информационное агентство, группа «Экозащита!» (Россия):

<http://www.antiatom.ru>

Atom Stop (международная организация): <http://www.atomstop.com>

Citizens Nuclear Information Centre (Япония): <http://cnic.jp/english/>

Экологическая организация Earthlife Africa (ЮАР): <http://www.earthlife.org.za/>

Friends of the Earth Europe (международная организация):

<http://www.foeeurope.org/activities/Nuclear/nuclear.htm>

Korean Federation for Environment Movement (Корея): <http://www.kfem.or.kr/engkfem/>

Greenpeace International (международная организация):

<http://www.greenpeace.org/international/campaigns/nuclear>

Nuclear Information Resource Service (США): <http://www.nirs.org/>

Public Citizens (США): <http://www.energyactivist.org>

Sortir du Nucleaire (Франция): <http://www.sortirdunucleaire.org/>

WISE Amsterdam (международная организация): <http://www10.antenna.nl/wise/>

WISE Paris (Франция): <http://www.wise-paris.org/>

Ядерная отрасль

Всемирная ядерная ассоциация: <http://www.world-nuclear.org>

Международное агентство по атомной энергии: <http://www.iaea.org>

Агентство по ядерной энергетике: <http://www.nea.fr>

Департамент энергетики США, Управление ядерной энергетикой, наукой и техникой: <http://gen-iv.ne.doe.gov>

Международный форум реакторов Поколения 4: <http://gif.inel.gov/>

Справочная информация

Оригинал доклада:

Greenpeace 2005. Hirsch, H., O. Becker, M. Scheider, and A. Froggatt. 2005. Ядерный реактор как источник опасности, Опасность применения существующих ядерных технологий в XXI веке. Greenpeace International.

Другие ссылки:

Ahlstrand 1991. Ahlstrand, R., et al. Identifying life-limiting factors at the Loviisa power plant and management of the aging. Plant Life Extension (PLEX), Berlin.

Ali 1998. Ali, S.A., and G. Bagchi. Risk-informed inservice inspection. *Nucl. Engin. and Design* 181: 221–224.

Alvarez 2003. Alvarez, R., et al. Reducing the Hazards from Stored Power-Reactor Fuel in the United States. *Science & Global Security* 11 (1): 1–60.

Anderson 2005. Anderson, H. Analysis: Nuclear future coming together? *UPI*, February 28.

ATW 2004. *Atomwirtschaft – International Journal for Nuclear Power*. INFORUM GmbH, Berlin; years up to 2004.

Ballesteros 2004. Ballesteros, A., et al. Beyond RPV Design Life. *Strength of Materials* 36 (1) (January/February 2004): 8–13.

Bartonicek 1998. Bartonicek, J., M. Alt, and A. Manke. Beispiele für die Betriebsüberwachung bei GKN [Examples for monitoring at GKN]. 24 MPA seminar, Stuttgart: 61.

Bicego 1998. Bicego, V., E. Lucon, and R. Crudeli. Integrated technologies for life assessment of primary power plant components. *Nucl. Engin. and Des.* 182: 113–121.

BMU 1999–2003. Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland – Atomkraftwerke und Forschungsreaktoren. Bonn, Jahresberichte 1999–2003.

Bolvin 1993. Bolvin, M., and D. Chauvel. A study of the life expectancy of cooling towers. *SMiRT* vol. D (12), Stuttgart: 467–472.

Born 2002. Born, H., M. Brettner, and R. Donderer. Aktueller Stand zum Hochabbrand und Auswirkungen auf das Brennstabverhalten im bestimmungsmäßigen Betrieb sowie bei Störfällen. <http://www.ktg.org/doc-fag/fg-bet-rph-aktueller-stand-hochabbrand.pdf>.

Bornemann 2001. Bornemann, J. T., and K. Heinz. Die sicherheitstechnische Bewertung von Leistungserhöhungen von DWR-Anlagen. Jahrestagung Kerntechnik (Mai) Proceedings.

Butcher 2001. Butcher, P., et al. TSO Assistance Towards the Improvement of Nuclear Safety in Lithuania: Achievements and Perspectives. EUROSAFE, seminar 1 (November 6) Paris.

Carré 2004. Carré, F., et al. R&D Program on Generation IV Nuclear Energy System: The High Temperature Gas-cooled Reactors. Annual Meeting on Nuclear Technology (May 25–27) Düsseldorf.

- CNRA 2001. OECD Nuclear Energy Agency. Committee on Nuclear Regulatory Activities: Regulatory Aspects of Life Extension and Upgrading of NPPs. NEA/CNRA/R 1 (January) Paris.
- Coeytaux 2001. Coeytaux, X. La Hague Particularly Exposed to Plane Crash Risk. Briefing (September 26) WISE, Paris.
- Daisuke 1999. Daisuke, I. A Feasibility Study on Nuclear Reactor Vessel Head Replacement. International Conference on Nuclear Engineering 7, Tokyo. <http://www.icone-conf.org>.
- DATF 2003. Yearly Reports of the German Atomic Forum (Deutsches Atomforum) up to 2003. <http://www.kernenergie.de>.
- DOE 2002. United States Department of Energy's the Generation IV International Forum (GIF): A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy System. December 2002. http://energy.inel.gov/gen-iv/docs/gen_iv_roadmap.pdf.
- Donderer 1996. Donderer, R. RBMK-Report 1996 – Eine kritische Auseinandersetzung mit dem Tschernobyl-Reaktortyp. Greenpeace-Studie, GP Deutschland, Hamburg.
- Duthie 1998. Duthie, J. C., et al. Risk-based approaches to ageing and maintenance management. *Nuclear Engin. and Design* 184: 27–38.
- ENS 2004. Environmental News Service. France Gives USA Access to Next Generation Nuclear Technology. *ENS*, August 25. <http://www.ens-newswire.com>.
- Erve 1994. Erve, M., et al. Geplante und realisierte Abhilfemaßnahmen gegen interkristalline Spannungsrißkorrosion zur Gewährleistung eines sicheren Anlagenbetriebes mit Rohrleitungen aus stabilisierten austenitischen Stählen von Siedewasserreaktoren. 20 MPA seminar 2: 32.
- ESKOM 2005. <http://www.eskom.co.za>. Seen February 2.
- Esselmann 1998. Esselmann, T. C., M. A. Eissa, and W. J. McBride. Structural condition monitoring in a life cycle management program. *Nucl. Engin. and Design* 181: 163–173.
- Fabian 2004. Fabian, T. Powering future demand. *Nuclear Engineering International* (June): 46–47.
- FEA 2004. Federal Environment Agency – Austria. Verfahren Betriebsbewilligung AKW Beznau II; Bericht an die Österreichische Bundesregierung sowie an die Landesregierung von Vorarlberg. Ergänzung vom Juli.
- FRAMATOME 2004. <http://www.framatome-anp.com/gabarits/PDF/5087-fichier-DOWNLOAD.pdf>. Viewed December 21.
- Gorden 2004. Gorden, J. The next fifty years. *Nuclear Engineering International*. (August): 36–37.
- Greenpeace 2003. Bonduelle, A., and M. Lefevre. “E le ou Pluton?”[Wind vs Nuke]. (December.) http://www.greenpeace.org/france_fr/multimedia/downlad/1/359529/0/E_le_ou_Pluton_VF.pdf.
- Güldner 2003. Güldner, R. Potential of Light Water Reactors for Future Nuclear Power Plants. *Atw* 48 (11): 674–677.
- Gunter 2001. Gunter, P. The Pebble Bed Modular Reactor (PBMR). Nuclear Information and Resource Service (March) Washington, DC.
- Hahn 1988. Hahn, L. Der kleine Hochtemperaturreaktor (PBMR) – letzter Strohalm der Atomindustrie? Öko-Institut, Darmstadt.

- Hahn 1999. Hahn, L. Kernkraftwerke der Welt – Bestand, Funktionsweise, Sicherheitsprobleme; in: Gefahren der Atomkraft. Ministerium für Finanzen und Energie des Landes Schleswig-Holstein, 2 (Mai) aktualisierte Auflage, Kiel.
- Hainz 2004. Hainz, C., et al. Report on the Safety Risks of a New European Pressurized Water Reactor (EPR). Commissioned by Greenpeace International (April) Öko-Institut, Darmstadt.
- Hienstorfer 1998. Hienstorfer, W. G., et al. Stellenwert der Betriebsüberwachung bei der Absicherung der Komponentenintegrität [Significance of on-line monitoring on the assessment of the integrity of components]. 24 MPA seminar Stuttgart: 60.
- Hirsch 1997. Hirsch, H., et al. Extended Safety Review for Krsko NPP; Institute of Risk Research of the Academic Senate of the University of Vienna, Risk Research Report 9 (November) Vienna.
- IEA 2001. International Energy Agency. Nuclear Power in the OECD. Vienna: 300.
- IAEA 1990. International Atomic Energy Agency. Safety Aspects of Nuclear Power Plant Ageing. TECDOC-540, Vienna.
- IAEA 1999. International Atomic Energy Agency. Final Report of the Programme on the Safety of WWER and RBMK Nuclear Power Plants. IAEA-EBP-WWER-15 (May) Vienna.
- IAEA 2002. International Atomic Energy Agency. Cost Drivers for the Assessment of Nuclear Power Plant Life Extension. IAEA-TECDOC-1309 (September) Vienna.
- IAEA 2004. International Atomic Energy Agency. *Nuclear Technology Review* (August) Vienna.
- IAEA 2005. International Atomic Energy Agency. Power Reactor Information System Database: <http://www.iaea.org/programmes/a2/index.html>; and National Country Power Reports: http://www.pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/cnpp2003/CNPP_Webpage/pages/countryprofiles.htm. Accessed April.
- Jansky 1993. Jansky, J., T. Andrae, and K. Albrecht. Feedwater piping guillotine breaks at 340°C operation temperature. *SMiRT* vol. F (12) Stuttgart: 207–214.
- Lee 1998. Lee, M. K., et al. Investigation of liquid impact erosion for 12Cr steel and stellite 6B. *J. Nucl. Mat.* 257: 134–144.
- Liemersdorf 1998. Liemersdorf, H., and F. Michel. Sensitivity of German NPPs to Ageing Phenomena. GRS/IPSN-Fachgespräch (November 10) Berlin.
- Lineberry 2002. Lineberry, M. J., and T. R. Allen. The Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR). Americas Nuclear Energy Symposium (ANES 2002) (October 16–18) Miami, Florida.
- LMD 2002. L.M.D. Consultancy. Nuclear Power Plant Life Management in Some European Countries. (March) Oxford.
- Lochbaum 2000. Lochbaum, D. Nuclear Plant Risk Studies – Failing the Grade. Union of Concerned Scientists (August).
- MacDougall 1998. MacDougall, R. US Nuclear Power – Can Competition Give It Renewed Life? Numark Associates Inc. <http://www.numarkassoc.com>.
- Meyer 1998. Meyer, N., D. Rieck, and I. Tweer. Alterung in Kernkraftwerken. Greenpeace, Hamburg, 1996, (revised version 1998).

- MIT 2003. An Interdisciplinary MIT Study: John Deutch (Co-Chair), Ernest J. Moniz (Co-Chair), Stephen Ansolabehere, Michael Driscoll, Paul E. Gray, John P. Holdren, Paul L. Joskow, Richard K. Lester, and Neil E. Todreas. *The Future Of Nuclear Power*. (January). <http://web.mit.edu>.
- Morlent 2001. Morlent, O., and F. Michel. Safety Significance of Component Ageing, Exemplary for MOV, Based on French and German Operating Experience. EUROSAFE 2001, seminar 1 (November 6) Paris.
- Münkler 2003. Münkler, H. *Die neuen Kriege*. Büchergilde Gutenberg, Frankfurt/Main, Wien und Zürich.
- Naus 1996. Naus, D. J., et al. Aging management of containment structures in nuclear power plants. *Nucl. Engin. and Des.* 166: 367–379.
- NEI 2003c. *Nuclear Engineering International*. The future lies in the past. (October) 42–45.
- Nissim 2004. Nissim, Ch. *L’amour et le monstre – roquettes contre Malville*. Ed. Favre (February).
- NNF 2005b. Platt’s Nuclear News Flashes. (March 8.)
- NPJ 2002. Nuclear Plant Journal Editorial Archive. An International Perspective Remarks of Poong Eil Juhn. International Atomic Energy Agency (June 19) Vienna. <http://www.npj.goinfo.com>.
- NUCWEEK. Nucleonics Week Newsletter. McGraw-Hill. Issue number_year.
- Rastas 2003. Rastas, A. J. Additional Competitiveness and Safety by Modernization at Olkiluoto. *Atomwirtschaft, International Journal for Nuclear Power* 48 (6): 384–387.
- Rinckel 1998. Rinckel, M. A. Reactor pressure vessel integrity program. *Nucl. Engin. and Design* 181: 17–39.
- Röwekamp 2004. Röwekamp, M. Bewertung von Brandmodellen und Rechenprogrammen im Hinblick auf ihren Einsatz für Regulatorische Entscheidungen. Jahrestagung Kerntechnik (Mai) Proceedings.
- Roos 1998. Roos, E., et al. Risk-based Management der Restlebensdauer von Kraftwerksbauteilen [Risk-based management of remaining life of power plant components]; 24 MPA seminar Stuttgart: 63.
- Schneider 2004. Schneider, M., and A. Froggatt. *The World Nuclear Industry Status Report 2004*. Commissioned by the Greens-EFA Group in the European Parliament (December) Brussels.
- Schulz 1987. Schulz, H., and R. Sunder. Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung für die Lebensdauer von Komponenten. GRS-Fachgespräch: 60–79.
- Schulz 2001. Schulz, H. Limitations of the inspection and testing concepts for pressurised components from the viewpoint of operating experience. EUROSAFE 2001 (November 6) seminar 1, Paris.
- Shao 1998. Shao, L. C., et al. Seismic responses and resistance of age degraded structures and components. *Nucl. Engin. and Design* 181: 3–15.
- Sliter 1993. Sliter, G. E. Overview of research on nuclear plant cable aging and life extension. *SMiRT* vol. D (12) Stuttgart: 199–204.
- Thompson 1996. Thompson, G. War, terrorism and nuclear power plants. Study commissioned by Greenpeace Germany, Chernobyl Paper No. 2, Greenpeace International Nuclear Campaign (March) London.

- Thompson 2005. Thompson, G. Are Nuclear Installations Terrorist Targets? Presentation at the 7th Irish and UK Local Authorities Standing Conference on Nuclear Hazards (March 10–11) Drogheda, Ireland.
- TMI 2005. <http://www.tmia.com/threat.html>. (Viewed March 11).
- UCS 2004. Union of Concerned Scientists. BWR power uprate.
- Varley 1998. Varley, C., and J. Paffenbarger. Electricity Market Competition and Nuclear Power. Uranium Institute London. <http://www.uilondon.org>.
- WANO 2004. World Nuclear Association. Advanced Nuclear Power Reactors. (November.) <http://www.world-nuclear.org>.
- WISE 1998. World Information Service Energy. The decline of nuclear power. WISE News Communiqué 499/500 (October 10) Amsterdam.
- WNIH 2004. Nuclear Engineering International. World Nuclear Industry Handbook 2004. Sidcup, UK: Wilmington Publishing.
- Zaiss 1994. Zaiss, W., G. König, and J. Bartonicek. Schadensmechanismen bei Rohrleitungen von Druckwasserreaktor-Anlagen. 20 MPA seminar vol. 2/33.
- Zwicky 1993. Zwicky, P. F., and D. Kluge. Aging management for safety related concrete structures in Switzerland. *SMiRT* vol. D (12) Stuttgart: 447–452.

Фонд имени Генриха Бёлля

Фонд Генриха Бёлля является политическим фондом, близким к партии «Союз 90/Зелёные» (Германия), располагающимся на Hackesche Hoefe в сердце Берлина. Фонд обладает самостоятельным юридическим статусом и в своем нынешнем виде существует с 1997 г..

Приоритетной задачей Фонда является политическое просвещение в пределах Германии и за границей, содействие расширению участия граждан в общественной и политической жизни, углублению взаимопонимания между народами.

Фонд поддерживает деятельность в области искусства и культуры, науки и исследований, а также международного сотрудничества. Его деятельность нацелена на достижение справедливого миропорядка. Фонд пропагандирует фундаментальные политические ценности, такие как экология, демократия, гендерное равенство, солидарность и отказ от насилия.

Посредством международного сотрудничества и взаимодействия с партнерами – в настоящее время осуществляется около 100 проектов в почти 60 странах – Фонд стремится усиливать экологическую и гражданскую активность на глобальном уровне, способствовать обмену идеями, всегда быть наготове.

Сотрудничество Фонда Генриха Бёлля с партнерами в области общественно-политических образовательных программ носит долгосрочный характер. Важную роль здесь играют программы обменов и программы обучения для активистов, которые увеличивают обмен опытом и улучшают политическое взаимодействие.

Фонд Генриха Бёлля имеет приблизительно 180 постоянных сотрудников и приблизительно 320 членов, которые обеспечивают финансовую и нематериальную помощь.

Ральф Фукс и Барбара Унмусиг входят в управляющий совет. Доктор Биргит Лобак – генеральный директор Фонда.

Два дополнительных органа образовательной работы Фонда: «Зелёная Академия» и «Феминистский Институт».

В настоящее время Фонд имеет представительства в США и на арабском Ближнем Востоке, в Афганистане, Боснии и Герцеговине, Бразилии, Камбодже, Хорватии, Чешской Республике, Сальвадоре, Грузии, Индии, Израиле, Кении, Ливане, Мексике, Нигерии, Пакистане, Польше, России, Южной Африке, Сербии, Таиланде, Турции, и офисе для ЕС в Брюсселе.

В 2005 г. Фонд имел в своём распоряжении почти 36 миллионов €.

Heinrich Böll Stiftung, Hackesche Höfe, Rosenthaler Str. 40/41, D-10178 Berlin, Germany, Tel: +49-30 285 340, Fax: +49-03 285 31 09, info@boell.de; www.boell.de

Ядерная энергия: миф и реальность – является одной из шести публикаций Фонда Генриха Белля, посвященных проблемам атомной энергетики. Публикации приурочены к 20-летней годовщине аварии на Чернобыльской АЭС. Издание дает современный обзор происходящих в настоящий момент дебатов относительно использования атомной энергии в мире. Целью издания является предоставление исследовательской информации специалистам, журналистам, активистам, общественности.

Серия публикаций, посвященных ядерным проблемам

Редактор: Феликс Кристиан Маттес

Ядерная энергия: мифы и легенды. Автор: Г. Розенкранц

Ядерный реактор как источник опасности. Автор: А. Фроггатт

Ядерный топливный цикл. Авторы: Кройш, В. Ньюманн, Д. Аппель, П. Диль

Ядерная энергия и проблема ядерного распространения. Автор: О. Нассауэр

Экономические аспекты ядерной энергетики. Автор: С. Томас

Ядерная энергия и климатические изменения. Автор: Ф. Кр. Маттес



В соавторстве с

Публикации по проблемам ядерной энергетики на www.boell.de/nuclear