

Место самой крупной в мире аварии коммерческого энергетического ядерного реактора Три Майл Айленд, штат Пенсильвания, служит ценной лабораторией по изучению возможных эффектов при авариях на реакторах. Одним из основных выводов является то, что пассивные физические особенности и процессы в значительной степени ограничивают аварийный выброс из станции радиоактивных веществ. (Предоставлено AIF Inc.)

Новый подход к радиоактивным выбросам: более глубокий анализ параметров источника выброса

Морис Розен и Майкл Янковски



Авария на АЭС Три Майл Айленд (TMI-2) в 1979 г. ускорила процесс получения и применения новейшей технической информации для оценки выброса радиоактивных веществ при постулируемых крупных авариях на коммерческих легководных реакторах. Особое внимание уделялось поведению во время аварии радиоактивного йода, так как считается, что он будет одной из основных причин облучения населения. Регламентируемые процедуры анализа аварии относятся главным образом к йоду.

За последние несколько лет регламентационные требования изменились. Результаты новейших экспериментальных и аналитических исследований показывают, что в общем выброс радиоактивности при крупных авариях может быть меньше, чем по прежним оценкам, при сравнении с теми предположениями, которые лежат в основе теперешних правил.

Предполагается, что данные по TMI-2 будут содействовать современному пониманию серьезных аварий и дискуссиям по поводу того, как следует относиться к таким авариям в процессе регламентирования и лицензирования.

Г-н Розен — директор Отдела ядерной безопасности МАГАТЭ; а г-н Янковски — сотрудник этого отдела.

Опыт TMI-2

Последняя информация о TMI-2 показывает, что повреждение его активной зоны значительно более серьезно, чем это считалось ранее. Однако несмотря на значительность повреждения активной зоны, а, следовательно, и станции, последствия этой аварии остаются теми же: корпус реактора не пострадал, целостность защитной оболочки реактора не нарушена, радиоактивных выбросов в атмосферу и внутри станции оказалось при аварии очень мало.

Самая последняя оценка повреждения активной зоны показывает, что примерно 30 % ее верхней части в настоящее время составляет пустота, а еще 20 % может быть смещено ко дну корпуса реактора.

Кроме того, бурная активная зона TMI-2 подтверждает наличие полного спектра повреждений топливных стержней: от локальных разрушений оболочки до ее полного растворения, диспергирования и расплавления топлива. При аварии температура в различных частях верхней половины активной зоны достигла точки плавления топливного компонента (до 2800 °C), и некоторые оболочки твэлов из-за возрастания температуры и в связи с окислением стали хрупкими. Некоторые расплавившиеся материалы, включая структурные и топливо, стекла

вниз и снова затвердели в нижних частях активной зоны.

Недавно обнаруженные крупные куски изменивших форму материалов активной зоны на внутренней поверхности дна реакторного корпуса свидетельствуют о том, что активная зона перегрелась, расплавилась и перешла в более низкую часть корпуса. В настоящее время предполагается, что очень мало топливных сборок остались целыми, если вообще такие имеются.

Появилось много оценок по количеству водорода, образовавшегося в результате реакций металла с водой. Последние оценки: окислилось 50 % заключенного в активной зоне циркония, и при этом образовалось около 460 килограммов водорода. Измерялись температура и давление в зависимости от времени и расположения. Эти данные согласовывались с физическими свидетельствами горения, включая горение материалов. Эта информация используется сейчас для проверки компьютерных кодов по анализу явления горения водорода.

Информация по переносу и отложению продуктов деления в защитной оболочке ТМ-2 ограничивается инертными газами, поскольку лишь небольшие количества продуктов деления попали в атмосферу оболочки, хотя из первичного контура вышло более 20 % йода и свыше 50 % цезия. Большая часть этих радиоизотопов была найдена в подвальном этаже. Если правильны оценки остатков активной зоны в нижнем пространстве, то маловероятно обнаружение крупных количеств материалов активной зоны в петлях системы охлаждения реактора. Тем не менее, в настоящее время внимание сосредоточивается на гаммасканировании таких петель для обнаружения крупных скоплений топливных материалов. Пока ничего не найдено. Это указывает на действенность, а вместе с тем и на ограниченность существующего подхода к основным авариям, связанным с конструкцией (ОАК).

Параметры источника выброса для ОАК

С самого начала развития ядерной энергетики параметры источника выброса (ПИВ) признаны чрезвычайно важным фактором, влияющим как на разработку определенного защитного оборудования, так и на оценку безопасности, включая оценку риска. Проще говоря, термин „параметры источников выброса” относится к радиоактивным веществам, выбрасываемым при авариях на ядерных реакторах. В современном употреблении термин является синонимом „выброса продуктов деления”, „аварийного выброса” и другой аналогичной терминологии.

В связи с технологической ограниченностью (особенно в понимании физических и химических процессов, происходящих в сложной последовательности событий при аварии) фактор параметров источника не учитывался при регламентировании. Вместо этого разрабатывались и включались в регламентационные требования консервативные неме-

ханистические предположения, которые используются еще и сегодня.

Одно из основных предположений связано с выбросами йода — вещества, вызывающего опасения из-за его летучести и биологической способности концентрироваться в щитовидной железе.

Современный подход к оценке безопасности

В настоящее время оценка безопасности атомной электростанции требует анализа реакции станции на постулированные изменения переменных процесса и неисправную работу или выход из строя оборудования. Такие анализы помогают в выборе проектных спецификаций для различных компонентов и систем.

При расчете основных аварий параметры источника определяются предполагаемыми условиями „наихудшего случая”. Общая консервативность в отношении параметров источника для йода была использована для создания того, что понимается как значительный запас безопасности. Предполагалось, что это компенсирует некоторые неопределенности в анализе, а также нерегламентированные упрощения для облегчения оперативных анализов, требуемых в лицензировании. Наиболее значительным из этих упрощений является исключение из источника выброса всех негетовых продуктов деления кроме йода.

ОАК мыслятся как помощь в разработке и оценке различных защитных систем и оборудования и могут охватывать широкий диапазон постулированных выбросов продуктов деления. ОАК, связанные с выбросом значительных количеств продуктов деления, включают:

- Аварии, связанные с выбросом радиоактивных веществ, циркулирующих в первичном контуре
- Выброс радиоизотопов, содержащихся в пустом пространстве между топливом и оболочкой (зазоре)
- Выбросы от топлива, подлежащие анализу на станции (ОАК-ЛОКА при выборе площадки*) в дополнение к радиоактивности теплоносителя и в зазоре.

Следовательно, ОАК — это ряд аварий, выбранных для показа наиболее вероятных предполагаемых условий с применением самого консервативного метода. Таким образом, хотя ОАК не показательны в отношении предполагаемых или реальных условий, они определяют размеры возможных аварий.

Альтернативный подход к параметрам источника

Существующая немеханистическая структура ОАК не позволяет учитывать опыт и конкретные исследовательские данные по тому или иному аспекту выброса продуктов деления. Альтернатив-

*Авария вследствие потери теплоносителя.

ный подход — давать оценки постулированных аварий на машинной основе. Машинная обработка аварий требует спецификации основных параметров и условий окружающей среды, при которых происходит в настоящее время выброс продуктов деления и которыми определяется их поведение. К ним относятся: температура, давление, время выброса, возможность окисления, химические реакции и распределение частиц по размерам.

Такие данные, связанные с историей и физико-химической средой постулированного выброса, требуют спецификации последовательности событий. Поскольку смесь выброшенных продуктов деления различна для активной зоны, первичного контура и защитной оболочки реактора, то для реалистичной оценки параметров источника выбросов должен быть рассмотрен целый ряд аварий.

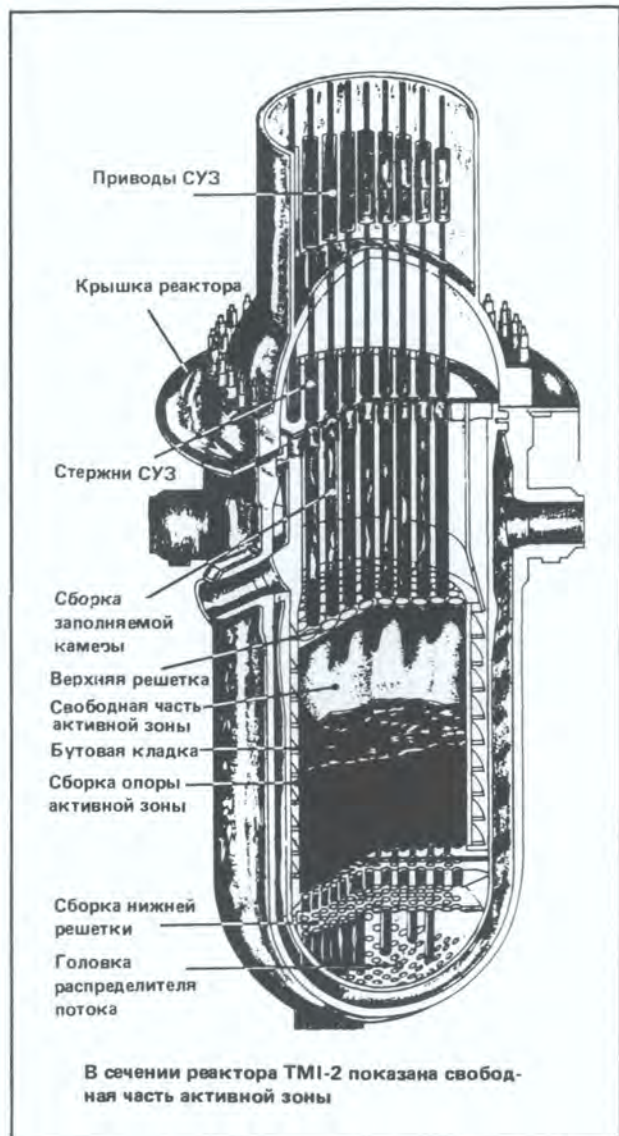
Исследование по безопасности реакторов

Исследование по безопасности реакторов (ИБР), известное как WASH-1400, явилось первой попыткой применить методы количественной оценки для определения последовательности событий, которые приводят к повреждению активной зоны, и для оценки вероятностей, связанных с такой последовательностью. Исследование было проведено Комиссией по регулированию ядерной деятельности (КРЯД) США и опубликовано в 1975 г.

В исследовании делается вывод о том, что опасность аварий на реакторах невелика и что наибольшую опасность представляют аварии более серьезные, чем „максимально вероятные аварии“, при которых не только расплавляется активная зона, но и ухудшается состояние защитной оболочки реактора — последнего барьера, служащего для ограничения выброса радиоактивных веществ в окружающую среду.

В исследовании использовались общие предельные оценки для выбросов радионуклидов. Основной трудностью в таком подходе является то, что он не допускает систематического совершенствования, поскольку ослабление параметров источника в большой степени зависит от физических процессов, происходящих при данной аварии на данной станции. Независимое рассмотрение достижений и недостатков ИБР привело к следующим общим выводам: велики неопределенности, связанные с используемыми абсолютными величинами; при применении предлагаемых исследованием методов следует проявлять осторожность.

Несмотря на многие неясности вероятностная оценка риска занимает и будет занимать свое место в оценках безопасности и лицензировании. Полученные в WASH-1400 числовые величины параметров источника выбросов применяются и в настоящее время ввиду отсутствия каких-либо других или служат отправными точками.



В сечении реактора ТМ1-2 показана свободная часть активной зоны

Переоценки параметров источника выбросов

Авария на атомной электростанции Три Майл Айлэнд 28 марта 1979 г. показывает действенность и в то же время ограниченность подхода к ОАК.

С одной стороны, существующие концепции конструкции (защитная оболочка с низкой утечкой, аэрозольные добавки в оболочке для контроля за рН) смягчают аварийные условия (особенно связанные с повреждением активной зоны), помимо расчетной основы. С другой стороны, неспособность защитной системы упреждать аварийные ситуации, выходящие за ее проектные возможности, иллюстрируются фактом задержания большинства продуктов деления (особенно йода) зданием АЭС и его фильтрами, выходом высокоактивной жидкости из отстойника оболочки в здание и неспособностью иметь дело с высокими уровнями активности в здании АЭС и в здании для загрузки и выгрузки топлива.

Со времени аварии на ТМІ-2 в различных странах был проведен ряд исследований по переоценке параметров источника выбросов с учетом имеющегося опыта, экспериментальных и аналитических данных.

В Соединенных Штатах Америки основные работы проводились под руководством КРЯД Лабораториями Баттелла г. Колумбуса, Национальными лабораториями Сандиа, Окриджской национальной лабораторией, а также в рамках Промышленной программы разработки правил по деградировавшей активной зоне (Industry Degraded Core Rulemarking Programme IDCOR), поддержанной ядерной промышленностью США. Был проанализирован ряд аналогичных аварий на станциях американской конструкции.

В Европе (Федеративной Республикой Германии) были проведены анализы некоторых аварий на реакторах с водой под давлением (PWR) мощностью 1300 МВт. Расчетные выбросы оказались очень небольшими. Однако, полученные результаты трудно сравнивать с американскими ввиду значительного различия в конструкциях защитных оболочек.

Проводились исследования и в других странах. В Великобритании значительные работы были выполнены по параметрам источника выбросов для постулированных крупных аварий на предлагаемом для строительства в Сайзулле реакторе типа PWR на 1300 МВт. Исследования, проведенные во Франции, касались французских PWR, а датчане анализировали кипящий реактор (BWR) шведской конструкции. Многие страны провели эксперименты для получения дополнительных данных и разработали аналитические методы, которые могут в какой-то мере использоваться при анализах общей последовательности аварии и параметров источника выбросов.

Недавно в США были опубликованы три отдельных обзора по уровню знаний о параметрах источника выбросов: доклад специального комитета Американского ядерного общества по параметрам источника, доклад по Промышленной программе разработки правил по деградировавшей активной зоне (IDCOR) и доклад исследовательской группы Американского физического общества (АФО), в котором рассматриваются программы, осуществляемые по инициативе КРЯД США. Этот давно ожидавшийся доклад Комиссии (известный как NUREG-0956) должен быть опубликован в августе 1985 г.

Последние данные

На основе данных, содержащихся в опубликованных докладах, можно сделать несколько общих выводов. Первый вывод — полученные результаты еще раз подтвердили, что опасность для населения при самых серьезных авариях на ядерных установках, даже с присутствием йода, значительно меньше тех, которые предсказывались ранее прове-

денными исследованиями с использованием прежних предположений в отношении параметров источника выбросов. Этот вывод подтверждается анализом многих аварий, при которых параметры источника выбросов продуктов деления были, вероятно, значительно ниже тех значений, которые указывались в прежних исследованиях.

Такое снижение определяется тремя основными факторами:

- признание того, что защитные оболочки реакторов являются более прочными, чем ранее предполагалось, и поэтому они повреждаются в последнюю очередь, если вообще это происходит;
- включение в аналитические методы моделирования ранее пренебрегаемых физических и химических явлений, которые ведут к удержанию продуктов деления;
- включение в анализы дополнительных площадей (вспомогательные здания, бассейны), по-видимому, более эффективно задерживающих радионуклиды, чем это ранее предполагалось

Второй и наиболее значительный вывод, вытекающий из последних исследований, — последовательности при авариях и специфические детали конструкции станции имеют очень большое значение при оценке параметров источника выбросов. Установлено, что результаты анализа многих последовательностей при авариях для различных станций не переносимы с одной станции на другую без тщательного рассмотрения специфических деталей в конструкции системы, конструкции и отборе компонентов, а также структурных деталей.

Это означает, что невозможно характеризовать параметры источника выбросов для легководных реакторов с помощью одной таблицы числовых величин. Вопрос об использовании основных общих данных в практическом применении параметров источника выбросов все еще остается открытым. Однако ясно, что некоторые модификации в области планирования аварий и их устранения, а также вероятностная оценка риска были бы оправданы. Ясно также, что существенное расширение понимания параметров источника выбросов продуктов деления для постулированных аварий с серьезным повреждением активной зоны ведет ко многим изменениям во взглядах на такие аварии.

В частности, улучшенные оценки параметров источника выбросов на базе анализа различных аварий и путей их устранения позволяют включить методы ликвидации аварий в сферу эксплуатационной безопасности. Можно начать сокращать или устранять чрезмерно ограничительные правила и умозрительные предположения, которые выведены формально для того, чтобы компенсировать недостаточный учет реальных явлений. Это позволило бы проектировщикам атомных электростанций, операторам и регламентирующим органам сконцентрировать свое внимание на практике, что принесет реальную пользу.

Октябрь 1985 г.:

Международный симпозиум по параметрам источников выбросов

Более двадцати государств—членов МАГАТЭ и организаций назначили своих представителей для участия в Международном симпозиуме по оценке ПИВ для аварийных условий, который будет проведен в Соединенных Штатах Америки с 28 октября по 1 ноября 1985 г.

Симпозиум организуется МАГАТЭ в сотрудничестве с Комиссией по регулированию ядерной деятельности США и Лабораториями Баттелла г. Колумбуса и будет проходить в этом городе, штат Огайо. Предполагается, что в качестве международного форума по рассмотрению результатов и выводов проводимых переоценок и исследований данное совещание поможет модернизации измерения выбросов радионуклидов при постулированных авариях на атомных электростанциях.

Основные темы для дискуссий:

- Выброс радионуклидов и образование аэрозолей внутри корпуса реактора
- Перенос и удержание радионуклидов в системе теплоносителя реактора
- Выброс радионуклидов и образование аэрозолей вне корпуса реактора
- Удержание и проведение продуктов деления и аэрозолей в защитной оболочке реактора
- Выброс продуктов деления из станции, включая рабочие характеристики и оценку сконструированных защитных систем

На симпозиуме предусматривается также работа специальных совещаний экспертов для определения уровня знаний в областях: реакции защитной оболочки реактора и нагрузок в условиях аварии, превосходящей основные аварии, связанные с конструкцией, включая образование водорода, и управление, и определение нерешенных технических проблем и требований по регламентированию.



EXPERTS WANTED

Below are details of posts for which the International Atomic Energy Agency requires experts.

Applications should be made to:

Experts Section

Division of Technical Assistance

International Atomic Energy Agency

P.O. Box 100, A-1400 Vienna, Austria

Tel.: 2360/2380 Cable: INATOM, Vienna Telex: 1-12645
quoting the reference number

BANGLADESH

A radiological physicist, experienced in dosimetry and calibration procedures and in setting up secondary standards dosimetry laboratories (SSDLs) in developing Member States, is required immediately for 1 month at the Bangladesh Atomic Energy Commission, Dhaka, Bangladesh. Duties: To conduct a preliminary survey on the set-up of SSDLs and the status of relevant infrastructure; and to formulate a project implementation scheme, including training equipment requirements, laboratory building and maintenance activities.

Language: English.

Ref.: IAEA/BGD/1/008-01

INDONESIA

A reactor engineer, with at least 10 years' experience in reactor thermo-hydraulics, particularly in the experimental aspect using an engineering loop, is required immediately for 4 months at the Research Centre for Nuclear Techniques, Bandung, Indonesia. Duties: To develop experimental methods and establish data acquisition and data evaluation systems for the design and safety analysis of nuclear reactor systems.

Language: English.

Ref.: IAEA/INS/4/018-02B

and

A reactor engineer, with at least 10 years' experience in reactor kinetics, well versed in the theoretical as well as experimental aspects, is required immediately for 6 man-months at the Research Centre for Nuclear Techniques, Bandung, Indonesia. Duties: To train the staff in the principles of reactor kinetics calculations and experiments, especially in-pile noise, beginning with the fundamental method of calculation and experiment of point-reactor kinetics towards space-dependent reactor kinetics, as well as to introduce the use of some specific codes.

Language: English.

Ref.: IAEA/INS/018-03

PAKISTAN

A nuclear engineer, specialized in quality control of nuclear power plant components and in-service inspection, preferably with experience in CANDU-type operation, is required immediately for 1 month at the Karachi Nuclear Power Plant (KANUPP), Karachi, Pakistan. Duties: To advise on the organization of a full-scale non-destructive testing scheme for in-service inspection; and to provide advice for equipment and training requirements in the establishment of a non-destructive testing laboratory serving the nuclear power station.

Language: English.

Ref.: IAEA/PAK/4/026-01

PHILIPPINES

A radiochemist, biochemist or radiopharmacist, with wide experience in the production of radioimmunoassay (RIA) kits for hepatitis B Surface Antigen and amoebiasis, as well as in the performance of the assays and quality control, is required immediately for 3 man-months at the Philippine Atomic Energy Commission (PAEC), Quezon City, Philippines. Duties: To train the counterpart staff in the preparation of reagents for hepatitis B Surface Antigen, the performance of such assays and relevant quality control; and to advise on the possibilities of developing methods for detection of amoebiasis by RIA techniques in the Philippines.

Language: English.

Ref.: IAEA/PHI/2/007-01

and

An endocrinologist, with extensive experience in radioimmunoassay (RIA) technique for hormone analysis and its quality control, preferably with knowledge of the use of computer systems for RIA data processing, is required immediately for 3 man-months at the Philippine Atomic Energy Commission (PAEC), Quezon City, Philippines. Duties: To assist in the improvement of procedures and the establishment of quality control for hormone analysis, including introduction of computer analysis of data.

Language: English.

Ref.: IAEA/PHI/2/007-02