

# Эволюция ядерной безопасности за 50 лет

## Evolution of Nuclear Safety over 50 years



Фото предоставлено компанией Rosatom / Photo courtesy of Rosatom

Иан Хор-Лейси  
Руководитель Департамента Общественных Связей  
Всемирная Ядерная Организация

Ian Hore-Lacy  
Director of Public Communications  
World Nuclear Association



Понятие “Ядерная безопасность” включает различные меры, предпринимаемые на всех стадиях разработки, строительства, эксплуатации и закрытия ядерных объектов с целью защиты людей и окружающей среды от радиации и рассеивания радиоактивных материалов в любых обстоятельствах. Со времен строительства первых атомных станций на подводных лодках произошло улучшение понимания технологии и последующая эволюция конструкции ядерных реакторов и собственно их эксплуатации, что значительно повысило безопасность современных АЭС. В Соединенном Королевстве на сегодня осталось лишь три атомных реактора первого поколения, большинство же из 432 реакторов, работающих в мире сегодня, относятся ко второму поколению, а несколько реакторов в Японии – к третьему.

Наиболее используемыми за последние 50 лет были реакторы двух типов – охлаждаемые водой под давлением и реакторы с кипящей водой (PWR и BWR). Эти же технологии, в большинстве случаев, используются и в реакторах т.н. третьего поколения – самых современных из существующих на сегодняшний день. В виду вышесказанного, в этой статье будут рассматриваться эти две преимущественно распространенные технологии.

Среди ключевых аспектов ядерной безопасности также следует отметить собственно методы эксплуатации

“Nuclear Safety” comprises the various provisions made at all stages in the design, construction, operation and decommissioning of nuclear facilities to protect people and the environment against exposure to radiation and the dispersal of radioactive substances under all circumstances. Since the first nuclear power plants were built, based on those propelling nuclear submarines, there has been a steady increase in understanding of the technology and a concurrent evolution in design and operation of reactors, which has greatly improved the safety of today’s plants. Only three first-generation reactors remain in operation (in UK), most of the 432 operational reactors are second-generation (Gen II), and a few (in Japan) are third-generation.

The main nuclear reactor designs operating over the last 50 years have been pressurized-water and boiling-water reactors (PWR and BWR), with these designs being strongly represented among those considered Generation III - the most up to date models available today. Hence this article will focus largely on those two broad technologies.

Another key aspect of nuclear safety is the way plants are operated, and the evolution there with the development of safety culture and international benchmarking and peer review is more remarkable and probably more significant than the engineering, which is the focus of this article.

атомных станций и их эволюцию – развитие культуры безопасности, международного бенчмаркинга и использование метода партнерской проверки, которые, вероятно, даже более значимы, чем собственно аспекты инженерно-конструкторских разработок, о которых пойдет речь в данной статье.

### Глубоко эшелонированная защита

Для достижения оптимальной безопасности, на атомных станциях используется подход “глубоко эшелонированной защиты”, который заключается в том, что множество систем безопасности используются как вспомогательные к естественным физическим свойствам активной зоны реактора. Можно считать, что безопасность эволюционировала до реакторов третьего поколения, обеспечивая находящимся по соседству объектам уверенность в ничтожно малой вероятности радиоактивной утечки, которая кроме того, не была бы неожиданной. Эта доработка имеет еще большее значение для владельцев/операторов станции, т.к. при любых обстоятельствах также сокращается возможность повреждения рабочего оборудования (реакторы на станциях Три Майл Айленд и Фукусима не принимаются во внимание, т.к. в реакторах третьего поколения серьезная проблема приведет лишь к тому, что реактор будет временно выведен из эксплуатации).

На этапе проектирования реактора используется преимущественно детерминистский подход к безопасности, при котором оцениваются события, способные привести к утечке радиоактивного материала во внешнюю среду и определяются параметры конструкции реактора, позволяющие это предотвратить. Такое проектирование называется “принципиальным”, а все остальное – запроектным. Затем проектировщики разрабатывают решения и системы, предназначенные для противодействия возникновению аварийных ситуаций или аварий в пределах принципиального проектирования, и минимизации их последствий в случае их возникновения. Все большее внимание уделяется рискам возникновения запроектных чрезвычайных ситуаций.

За детерминистским подходом следует “вероятностный” подход – проверочный этап проектирования. В этом случае проверяется прочность станции к иницилирующим факторам, и учитываются различные вероятности успешного или неудачного срабатывания инженерных систем и действий операторов в процессе предотвращения аварий или минимизации последствий таковых. Эти вероятности основаны либо на хорошо известных реальных наблюдениях и опыте эксплуатации, либо предполагаются, исходя из наилучших возможных сопоставлений.

### Defence-in-depth

To achieve optimum safety, nuclear plants use a ‘defence-in-depth’ approach, with multiple safety systems supplementing the natural features of the reactor core. Safety could be said to have evolved to Generation III types, giving neighbours greater assurance that there is an extremely small likelihood of significant radioactive release, and even that would not be sudden. For owner/ operators the change is more marked, in that there is much reduced likelihood of equipment damage in any circumstance. (Three Mile Island & Fukushima plants were write-offs, in a Gen III reactor a serious problem is likely just to take the reactor offline for a while.)

The design stage for a reactor usually starts with an essentially “deterministic” approach, listing events that could lead to the dispersion of radioactive material in the environment, and defining the parameters within which the reactor will be designed to avoid this. This is known as the Design Basis, and anything further is ‘Beyond Design Basis’. The designers then devise ways and design systems that to counter incipient incidents or accidents within the Design Basis, and should they occur, to mitigate their consequences. Increasingly, attention is paid to Beyond Design Basis contingencies.



Фото предоставлено компанией Rosatom / Photo courtesy of Rosatom

За 50 лет, прошедших со времен разработки первых станций второго поколения, оба подхода претерпели значимые улучшения, что неудивительно, учитывая опыт в 14500 реакторо-лет наработки. Авария на Три-Майл-Айленд в 1979 году оказала огромное влияние на улучшение развития эффективной глубоко эшелонированной защиты, а в 1996 году дополнительные уровни защиты были официально добавлены к этому подходу. В первую очередь, рассматривались ситуации, связанные с контролем над чрезвычайными обстоятельствами на станции, не принятые во внимание на этапе разработки, а во вторую очередь рассматривалась минимизация радиологических последствий серьезных утечек радиоактивных материалов.



Некоторые из сценариев развития событий, которые считались запроектными для реакторов второго поколения, ныне включены в принципиальное проектирование новых реакторов (в частности, аварии с отказом нескольких элементов и аварии с расплавлением активной зоны). Кроме того, на существующих станциях, глубоко эшелонированная защита, по большей части, учитывала только ядерное топливо, загруженное непосредственно в корпус реактора. Для новых реакторов, спектр глубоко эшелонированной защиты включает все риски, связанные с ядерным топливом, даже если оно находится в бассейне-хранилище. Естественно, два последних фактора имеют непосредственное отношение к аварии на АЭС Фукусима. Ключевые аспекты подхода “глубоко эшелонированная защита”:

This deterministic approach is then supplemented with a “probabilistic” approach, a verification stage. In this, the robustness of the plant to initiating events is tested, taking into account the various probabilities for engineered systems as well as human operators to succeed or fail in the prevention or mitigation of incidents. These probabilities are either well-established by real observations and actual operating experience, or they are estimated based on the best available comparisons.

Both aspects have moved a long way since the first Gen II plants were designed fifty years ago, which is hardly surprising in the light of 14,500 reactor-years of operational experience since then. The Three Mile Island accident in 1979 was of enormous benefit in developing effective defence-in-depth, and in 1996 additional levels were formally added to the approach. First, ‘beyond design basis’ situations were addressed with the objective of controlling severe plant conditions that were not taken into account in the plant design, and secondly, the mitigation of radiological consequences of significant radioactive releases was addressed.

Several scenarios that were considered ‘beyond design basis’ for Gen II reactors are now included in the design basis for new reactors (notably multiple failures accidents, and core melt accidents). Furthermore, for the existing plants, the defence-in-depth mainly considered the nuclear fuel when loaded in the reactor vessel. For new reactors, the scope of defence-in-depth has to cover all risks involved with the nuclear fuel, even when stored in the fuel pool. Both these have obvious relevance to the Fukushima accident.

Key aspects of the defence-in-depth approach are:

- » high-quality design & construction, using special ‘nuclear grade’ materials and components, complying with international standards such as ASME N-stamp;
- » equipment which prevents operational disturbances or human failures and errors developing into problems;
- » comprehensive monitoring and regular testing to detect equipment or operator failures;
- » redundant and diverse systems to control damage to the fuel and prevent significant radioactive releases;
- » provision to confine the effects of severe fuel damage (or any other problem) to the plant itself.

These can be summed up as: Prevention, Monitoring, and Action (to mitigate consequences of failures) applied at every stage of the life-cycle: design, construction, operation and decommissioning.

- » высококачественное проектирование и конструкция станции с использованием особых материалов “ядерного сорта” и компонентов, соответствующих международным стандартам, таким как ASME N;
- » оборудование, предотвращающее технологические нарушения или ошибки и сбои, связанные с человеческим фактором и способные перерасти в серьезные проблемы;
- » комплексный мониторинг и регулярные проверки, нацеленные на обнаружение неисправностей оборудования или человеческих ошибок;
- » дублирующие и разнотипные системы контроля повреждения топлива и системы предотвращения утечек радиоактивных материалов;
- » меры сдерживания последствий значительного повреждения ядерного топлива (или любых других проблем) на самой станции.

Все эти аспекты можно суммировать следующей формулой: Предотвращение, Мониторинг и Меры (по минимизации последствий отказов), используемые на каждом этапе жизненного цикла АЭС: ее разработки, строительства, эксплуатации и вывода из эксплуатации.

### Physical barriers

The safety provisions include a series of physical barriers between the hot radioactive reactor core and the environment, and the provision of multiple safety systems, each with back-up, and designed to accommodate human error. Safety systems in the sense of back-ups and containment account for a substantial part of the capital cost of nuclear power reactors.

The barriers in a typical plant are:

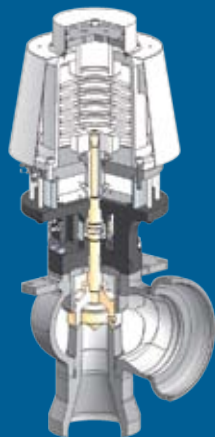
- » The fuel is in the form of solid ceramic (UO<sub>2</sub>) pellets, and radioactive fission products remain largely bound inside these pellets as the fuel is burned;
- » The pellets are packed inside sealed zirconium alloy tubes to form fuel rods;
- » These fuel rods (as part of fuel assemblies) are confined inside a large steel pressure vessel with walls up to 30 cm thick - the associated primary water cooling pipework is also substantial;
- » All this, in turn, is enclosed inside a robust pre-stressed reinforced concrete containment structure with walls at least one metre thick.

There are thus three significant barriers around the fuel, which itself is stable up to very high temperatures. The



Nuclear Industries

Bopp & Reuther 



Главные предохранительные и регулирующие клапаны для атомной промышленности

Leading safety and control valves for Nuclear industries

Конструкция с тарельчатой пружиной с центрированием шариками  
Пневматическая система контроля (Feed+Bleed)

Belleville Spring design, ball centred  
Pneumatic Control System (Feed+Bleed)

На протяжении многих десятилетий заслуженным доверием и высоким спросом у операторов АЭС и теплоэлектростанций во всем мире пользуются клапаны фирмы Bopp&Reuther, ведущего мирового производителя в этом сегменте рынка.

Продукция фирмы сертифицирована на соответствие стандарту качества ISO 9001:2000 и дополнительным системам сертификации, включая TÜV, CE, ASME, GOST, API, KTA, RCC-M. Bopp&Reuther также располагает различными сертификатами для атомной промышленности.

Operators of conventional and nuclear power plants all over the world trust valves manufactured by Bopp & Reuther, a global player in the valve market for many decades.

ISO 9001:2000 and additional qualifications including TÜV, CE, ASME, GOST, API, KTA, RCC-M and various certifications for the nuclear industry have all been achieved by Bopp & Reuther.

### Физические барьеры

Меры безопасности включают также набор физических барьеров между горячей активной зоной ядерного реактора и внешней средой, а также системы множественных средств безопасности, каждая из которых имеет систему резервной защиты и разработана с учетом возможной человеческой ошибки. Системы безопасности в части резервных и сдерживающих устройств составляют значимую часть капитальных расходов при строительстве ядерных энергетических реакторов.

На обычной АЭС используются следующие барьеры:

- » Топливо хранится в форме плотных керамических таблеток ( $UO_2$ ), а продукты распада по мере сгорания топлива преимущественно остаются внутри этих таблеток;
- » Сами таблетки находятся внутри запаянных стержней из циркониевого сплава, формируя тепловыделяющие элементы – ТВЭЛы;
- » ТВЭЛы, являясь частью тепловыделяющей сборки, содержатся в большом стальном баке под давлением; его стенки имеют толщину до 30 см, а относящийся к последнему трубопровод системы охлаждения также является значимым элементом конструкции;
- » Все эти элементы, в свою очередь, находятся в прочном преднапряженном бетонном корпусе, толщина стен которого составляет не менее одного метра.

Таким образом, существуют три барьера, ограничивающие ядерное топливо, которое и само по себе стабильно до весьма высоких температур. За последние полвека опыта эксплуатации атомных станций значительно улучшилось качество, как самого топлива, так и ограничивающих его барьеров.

Каждый из элементов, относящийся к этим барьерам постоянно подвергается мониторингу:

- » Оболочка тепловыделяющего элемента, посредством отслеживания определенных радиоизотопов в воде первичного охладителя;
- » Первичный контур (контур теплоносителя под высоким давлением), посредством наблюдения за скоростью его утечки. В случае с реакторами PWR-типа, ведется активный мониторинг утечек из первичной во вторичную систему охлаждения через трубопровод парогенератора, с целью предотвращения возможности любого разрыва трубопроводной системы;
- » Несущая конструкция защитной оболочки реактора, посредством постоянного наблюдения за

quality of both the fuel and the barriers has steadily improved over half a century of operating experience.

Each element relating to these barriers is monitored continuously:

- » The fuel cladding, by tracing some specific radioisotopes in the primary coolant water;
- » The primary circuit (high pressure cooling circuit), by monitoring its leak rate. In the case of PWR plants, primary to secondary system leakage through steam generator tubes is closely monitored in order to anticipate anything that could lead to a tube rupture;
- » The containment structure, by closely monitoring its possible minor leakage rate by computing inside pressure, temperature, and often air input that enters it to power the various apparatus inside.

For all of these barriers, different thresholds are established, allowing either further operation with additional monitoring, or limiting conditions of operations, or curtailing them in order to re-establish sufficient safety margins, or in some cases the plant must be shut down for repair.



Periodical tests during major maintenance outage supplement this online surveillance by additional pressure tests, their severity and frequency usually being defined by national laws or applicable codes: 10-yearly hydro tests for major components including the primary circuit at a higher pressure than those during normal operations, and 10-yearly pressure tests for the containment at a pressure simulating an accident scenario.

Back-up power supply is absolutely basic if the reactors are shut down for any reason. This is normally provided by large diesel generators, two or three per reactor unit, and they are

возможными минимальными утечками методом подсчета внутреннего давления, температуры и зачастую, подвода воздуха, используемого для питания различных приборов, расположенных внутри контура конструкции.

Для всех этих барьеров, установлены различные пороговые значения, позволяющие либо дальнейшую эксплуатацию с дополнительным мониторингом, либо ограничение условий эксплуатации или их сокращение для приведения состояния системы к достаточным крайним значениям безопасности, а в некоторых случаях и остановки эксплуатации реактора для проведения ремонтных работ.

**Периодические проверки** во время крупных плановых остановок дополняют текущий мониторинг: проводятся дополнительные испытания под давлением, их интенсивность и частота определяются национальными законами или применимыми отраслевыми нормативами: раз в 10 лет проводятся гидроиспытания основных компонентов, включая испытания первичного контура под более высоким давлением, чем обычное

run periodically to ensure readiness. Newer ones are air-cooled, so that they do not have to rely on heat exchangers which may become damaged as at Fukushima (where all but one of the diesels themselves were also swamped).

### Inherent and passive safety

Traditional reactor safety systems are 'active' in the sense that they involve electrical or mechanical operation on command. Some engineered systems operate passively, e.g. pressure relief valves. Both require parallel redundant systems. Inherent or full passive safety design depends only on physical phenomena such as convection, gravity or resistance to high temperatures, not on the functioning of engineered components. All reactors have some elements of inherent safety, but in some recent designs the passive or inherent features substitute for active systems in decay heat cooling etc.

The main safety features of most reactors are inherent - negative temperature coefficient and negative void coefficient. The first means that as the temperature increases the reactivity decreases (this in fact is used to control power levels in some new designs). The second means that if any steam has formed in the cooling water there is a decrease in moderating effect so that fewer neutrons are able to cause fission and

Уже на протяжении 135 лет компания Sempell производит и поставляет регулирующую, предохранительную и запорную арматуру на тепловые и атомные электростанции, а также на предприятия химической промышленности.

Сотрудники компании Sempell знают, как спроектировать и произвести ведущую в отрасли арматуру, которая легко выдерживает испытание временем. Ведь мы успешно занимаемся этим уже более столетия.

Компания Sempell является не только производителем арматуры, но также поставщиком готовых решений, начиная с исследовательской работы, разработки и промышленного проектирования и заканчивая комплектной поставкой наукоемкой арматуры с гарантией организации сервисного обслуживания на протяжении всего срока службы. Как результат мы имеем оптимально спроектированный продукт.

Рассмотрим изготовление арматуры для атомной отрасли. Здесь арматура как активное оборудование системы должна функционировать даже в экстремальных условиях, например, в случае потери теплоносителя или при сейсмических нагрузках. Опираясь на более чем 50-летний опыт в сфере проектирования и эксплуатации арматуры для применения на атомных электростанциях, наши клапаны доказали свою надежность.

Там, где качество выполняемых работ не имеет компромиссов, Sempell именно та компания, которой стоит доверять.

**Sempell**  
*tyco* / Flow Control



#### ИРТ ГМБХ

офис сопровождения проектов Sempell в РФ  
тел./факс: +7 499 241-60-68  
e-mail: info@sempell-irt.ru

#### SEMPPELL AG

Werner-von-Siemens Strasse  
41352 Korschenbroich, Germany  
Tel.: +49 2161 615-369  
Fax: +49 2161 64761

<http://www.sempell.com>

эксплуатационное и 1 раз в 10 лет проводятся испытания под давлением с имитацией аварийной ситуации.

Резервное электропитание фундаментально важно при остановке реактора по любой причине. Обычно оно обеспечивается большими дизельными генераторными установками, по две-три на каждый реактор. Установки периодически запускаются для обеспечения их постоянной готовности к работе. Более новые установки охлаждаются воздухом с целью их независимости от теплообменников, которые могут быть повреждены, как это было на АЭС Фукусима (где все, кроме одного дизельного генератора также вышли из строя).

### Внутренняя и пассивная безопасность

Традиционные системы безопасности реакторов являются “активными” в том смысле, что они включают в себя электрические или механические операции, запускаемые по команде. Некоторые из инженерных систем работают пассивно, например, клапаны сброса давления. И те, и другие требуют наличия параллельных дублирующих систем. Внутренние или полностью пассивные конструкции безопасности зависят от физических явлений, таких как конвекция, гравитация или устойчивость к высоким температурам, а не от работы технических узлов. Все реакторы имеют некоторые элементы внутренней безопасности, но в наиболее современных конструкциях пассивные или внутренние элементы заменяют системы активной защиты в охладителе системы отвода остаточных тепловыделений и т.п.

Главные меры обеспечения безопасности большинства реакторов – внутренние: отрицательный температурный коэффициент и отрицательный паровой коэффициент. Первый означает, что по мере роста температуры, уменьшается радиоактивность (в некоторых новейших конструкциях это используется для контроля уровня мощности). Второй означает, что если в охлаждающей воде формируется пар, происходит снижение замедляющего действия, чтобы распадалось меньшее количество нейтронов и реакция автоматически замедлялась. Эти физические явления в конструкциях реакторов не поменялись, однако улучшилась эффективность их использования.

Пассивная система защиты не должна зависеть от внешних механических действий, электропитания, сигналов или сил. Она полагается на естественные физические законы, свойства материалов и внутреннюю энергию. Таким образом, отвод остаточного тепловыделения из реактора путем термосифонного вывода в водонапорный

the reaction slows down automatically. These physics features have not changed in the main reactor designs, but their application is improved.

A passive system should not rely on external mechanical or electrical power, signals or forces. It does rely on natural laws of physics, properties of materials, and internally stored energy. Thus decay heat removal from a reactor by thermosyphoning to an elevated tank of water once a valve opens is passive. In practice most designs do allow active signals since there would usually be a need to switch from active heat removal systems for full power operation, to passive decay heat removal systems after an accident, and engineered components may be involved in activating the system. Fully passive designs such as AP1000 and ESBWR do not require any inputs at all for a 72 hours “grace period” to achieve safety.



### Main reactor functions

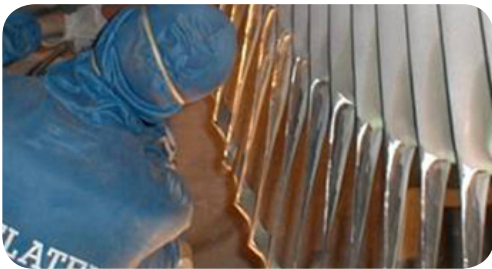
There are three functions, with obvious safety implications, required in a nuclear reactor:

- » to control reactivity, including being able to shut down the reactor
- » to cool the fuel, including removal of decay heat
- » to contain all radioactive substances.

These need to be constantly monitored, and operators must be able to make necessary corrections, if trends show degradation. The monitoring needs to be very reliable, and newer digital control systems present the results to operators more helpfully than in the past.

**Control of reactivity** is primarily by using the neutron-absorbing control rods which are inserted down into the core in PWRs, and up into it in BWRs (since steam

# On-site Turbine Refurbishment



## DEMANDING

Wear and corrosion prevention for nuclear power plants

## PROFESSIONAL

On-site machining and global project management

## CONTINUOUS

R&D of thermal spraying coatings and on-site machining methods



## RELIABLE

Service partner with leading edge tools and skilled personnel

## COST-EFFECTIVE

Reduced downtimes and technologies developed for prolonging the life of turbines



## QUALIFIED

HSEQ certified processes means that all projects are thoroughly inspected and accurately documented

## EXPERIENCED

Over 30 years of experience and prominent references to be proud of

Sustainable efficiency

# TELATEK

Alexei Lobanov, CIS and Baltic States Region, +7 921 9173555, alexei.lobanov@telatek.fi  
[www.telatek.fi](http://www.telatek.fi)



резервуар при открытии клапана является пассивным действием. На практике, большинство конструкций позволяют наличие активных сигналов, поскольку обычно может возникать необходимость переключаться из режима активного отвода тепла при полной эксплуатации мощности в режим пассивного отвода остаточного тепловыделения после возникновения аварийной ситуации, а технические компоненты могут использоваться для активации системы. Полностью пассивные конструкции, такие как AP1000 и ESBWR не требуют вообще никаких внешних воздействий в течение 72 часов “льготного периода” для приведения системы в безопасное состояние.

### Основные функции реактора

Ядерный реактор должен выполнять три функции, имеющие очевидное значение для безопасности:

- » контроль реактивности, включая возможность остановки реактора
- » охлаждение топлива, включая отвод остаточного тепловыделения
- » сдерживание всех радиоактивных материалов.

Эти функции должны постоянно отслеживаться, а операторы должны иметь возможность вносить необходимые изменения в случае признаков деградации. Мониторинг должен быть очень надежным, и сегодня современные цифровые системы контроля предоставляют операторам более полезные данные, нежели ранее.

Контроль реактивности осуществляется преимущественно через использование компенсирующих стержней, которые вставляются сверху в активную зону реакторов PWR-типа или снизу в реакторы BWR-типа (поскольку паровые сепараторы и т.д. находятся над активной зоной реактора). Вставка компенсирующих стержней должна осуществляться быстро и надежно, чтобы в случае необходимости сразу остановить реакцию. Вторичным способом остановки реактора является добавление в воду замедлителя или охладителя нейтронных поглотителей, таких как бор.

Принцип действия и функции компенсирующих стержней в современных конструкциях не сильно изменились, но качество и прочность топлива значительно возросли, позволив значительно улучшить выработку топлива с увеличенным обогащением. Кроме улучшенного качества и прочности топливных стержней, некоторые виды топлива теперь намного эффективнее используют выгорающие поглотители, такие как гадолиний или эрбий, что значительно продлевает топливный ресурс.

separators etc are above the core). Control rods must be able to be inserted very quickly and reliably to shut down the reaction completely if required. A secondary way to shut down the reactor is to poison the moderator/coolant water with a neutron absorber such as boron.

While control rod concept and function has not changed greatly in new designs, the quality and robustness of the fuel has improved substantially, allowing increased fuel burn-up with increased enrichment. In line with increasing quality and robustness of fuel rods, some fuels now make greater use of burnable poisons such as gadolinium or erbium, which enable much longer fuel life.

Cooling requires both normal operational systems to transfer the heat from the very energy-dense core to steam in the turbine, and also secondary circuits for prolonged cooling to remove decay heat from the fuel after shutdown - these are sized at about 5% of the main circuit capacity, and in some new designs may be passive.

Then there must be back-up supplies of power and water to enable all this under all circumstances, plus the means of getting this water into the core, and it is these areas that much change has occurred. Emergency core cooling systems are a basic insurance, and modern plants have more of them and more diverse provision here than older ones. Newer plants are more likely to incorporate substantial water storage high in the reactor building.

Emergency core cooling systems (ECCS), though in themselves an insurance and back-up provision, need duplication and back-up, including both high- and low-pressure systems. The number and sophistication of these has grown over the years. For instance in the GE-Hitachi ESBWR design, even the emergency core cooling system has eliminated the need for pumps, using passive systems and stored energy.

In relation to a loss of coolant accident (LOCA), the Westinghouse AP1000 uses a (passive) gravity-driven makeup from the refueling water storage, after the primary cooling system is automatically depressurized. Emergency core cooling water is then added by gravity from the tank at the top of the building.

Mitsubishi's new APWR has some similar features combining active and passive cooling systems in double containment. It is the basis of Japan's new PWR construction plans. The ECCS of the US version has four independent trains, and its outer walls and roof are 1.8 m thick.

Rosatom's new VVER-1200 design building on Russian experience have enhanced active and passive safety features, double containment, and a core-catcher. It is the basis of Russia's future plans.

Для охлаждения требуется наличие обычных рабочих систем для передачи тепла от энергоплотной активной зоны в пар для турбины, а также вторичные контуры для продолжительного отвода остаточного тепловыделения после остановки реактора. Эти системы занимают примерно 5% емкости основного контура и, в некоторых новых конструкциях могут быть пассивными.

Также необходимы резервные запасы энергии и воды для обеспечения работоспособности при любых обстоятельствах, и средства доставки такой воды в активную зону реактора: именно этот аспект устройства реакторов претерпел наибольшие изменения. Системы аварийного охлаждения активной зоны являются базовым средством защиты, а на современных станциях используется большее их количество и более разнообразное их размещение, нежели на станциях более ранней конструкции. На новых станциях с большей вероятностью можно увидеть крупные хранилища воды на верхних уровнях здания реакторной установки.

Системы аварийного охлаждения активной зоны (САОАЗ), хотя сами по себе и являются средством защиты и резервной системой, сами нуждаются в дублировании и резервной системе, включая системы как высокого, так и низкого давления. Их количество и сложность с годами значительно выросли. Например, в конструкции GE-Hitachi ESBWR, исключена необходимость в насосах даже для системы аварийного охлаждения активной зоны: для ее работы используются пассивные системы и накопленная энергия.

В случае аварии с потерей теплоносителя (АПТН), Westinghouse AP1000 использует пассивную систему восполнения из хранилища перезарядочной воды. Данная система работает от гравитации и активируется после автоматической разгерметизации охладительной системы. Вода для аварийного охлаждения активной зоны реактора передается силой гравитации в емкость, расположенную на верхнем уровне здания.

Новый APWR фирмы Mitsubishi имеет схожие характеристики, сочетая активные и пассивные системы в двойном защитном корпусе. Он используется как основной в подготовке к строительству новых реакторов PWR-типа в Японии. Версия САОАЗ в США имеет четыре независимых линии, а толщина ее внешних стен и крыши составляет 1.8 метра.

Новая конструкция Росатома, VVER-1200 использует российский опыт эксплуатации АЭС и имеет улучшенные активные и пассивные средства

In designs such as the new AP1000, decay heat removal from both the primary cooling system and also the containment is passive, by convection. No safety-related pumps or ventilation systems are needed for the first 72 hours. All PWRs have a large tank of cold water, the Refueling Water Storage Tank, used to flood the core when it is shut down for refueling. But the AP1000 design locates this tank inside containment and uses it for emergency decay heat removal. Inside the tank is a passive heat exchanger which is part of a full-pressure, closed, natural circulation loop connected to the reactor coolant system. The heat exchanger is activated by failsafe air-driven valves that open upon loss of power. Thus decay heat can be removed passively by thermosyphoning convection in the event of total power loss.

Not all decay heat removal cooling systems are passive - the new Areva EPR has four separate, redundant active safety systems, as well as passive safety features. The safety systems are physically separated through four ancillary buildings on the same concrete raft, and two of them are aircraft crash protected. Back-up diesel generators are similarly dispersed.

In its broadest sense, passive safety emphasizes the use of natural forces (gravity, self-correcting neutronic feedback) and de-emphasizes systems which require large amounts of electricity (eg for pumps), complex logic, or high energy. This is innately attractive, but active systems enable operators to address precisely what is going on, not relying on a designer having earlier anticipated everything.

Containment is more straightforward. The AP1000 containment consists of an inner steel pressure shell surrounded by a concrete outer shell. If necessary, water from an elevated reservoir at the top of the building flows by gravity over the inner shell to provide passive heat removal via heat conduction through the shell, aided by natural convection of air between the two shells. Following shutdown it too requires no active intervention for 72 hours.

### Core melting probability

Originally core melting was 'beyond design basis', but today reactors are designed for grappling with the contingency of a core melting and producing a very hot eutectic of fuel, zirconium and debris, known as corium. Provision for this may be with a large ceramic core catcher like a giant water-cooled ashtray under the pressure vessel (as in the EPR), assuming that the corium might melt through the steel, or it may be with in-vessel retention of corium enabled by water cooling around the pressure vessel (AP1000).

Regulatory requirements today for new plants are that the effects of any core-melt accident must be confined to the plant itself, without the need to evacuate nearby

безопасности, двойной защитный корпус и ловушку радиоактивных материалов активной зоны. На основе этой конструкции будут разрабатываться будущие реакторы в России.

В новых конструкциях типа AP1000, отвод остаточного тепловыделения как из первичной охлаждающей системы, так и из защитной оболочки осуществляется пассивным методом через конвекцию. В первые 72 часа не требуются аварийные насосы или вентиляционные системы. Все реакторы PWR имеют большую емкость с холодной водой – емкость хранения перезарядочной воды, используемую для затопления активной зоны при остановке реактора для дозаправки топливом. Но конструкция AP1000 располагает эту емкость внутри защитной оболочки и использует ее для аварийного отвода остаточного тепловыделения. Внутри емкости находится пассивный теплообменник, который является частью закрытого естественного циркуляционного контура под давлением, соединенного с системой охлаждения реактора. Теплообменник активизируется отказоустойчивыми клапанами с пневмоприводом, которые открываются при потере мощности. Таким образом, остаточное тепло отводится пассивно через термосифонную конвекцию в случае внезапной полной потери мощности.

Не все системы отвода остаточного тепловыделения пассивны – новая EPR от Areva помимо пассивных средств защиты, имеет четыре отдельных, повторяющихся активных системы безопасности. Системы безопасности физически отделены друг от друга четырьмя вспомогательными зданиями, расположенными на одном бетонном фундаменте, два из них имеют степень защиты вплоть до устойчивости к падению на них самолета. Резервные генераторы также рассредоточены.

В широком смысле, пассивные системы безопасности акцентируют внимание на естественных силах (гравитация, само-корректирующие нейтронно-физические свойства) и придает меньшее значение системам, требующим большое количество электроэнергии (например, насосы), комплексную логику или высокую энергию. Разумеется, это привлекательно, но активные системы позволяют операторам предпринимать действия в конкретных ситуациях, не полагаясь на то, что проектировщик ранее предусмотрел все возможные варианты развития событий.

**Защитная оболочка** имеет более непосредственное значение. Так, защитная оболочка AP1000 состоит из внутреннего стального герметичного корпуса, окруженного внешней бетонной стеной. При необходимости, вода из водонапорной емкости на верхнем этаже здания под воздействием

residents. Originally, wide evacuation would have been assumed, as at Fukushima.

Calculated core damage frequency has been one of the main metrics to assess reactor safety. European safety authorities prefer a deterministic approach, focusing on actual provision of back-up hardware, though they also undertake probabilistic safety analysis for core damage frequency.

### Control systems

In the last fifteen years digital instrument and control (I&C) systems have replaced analogue ones, providing operators with much more data about plant operations and a level of detail and analysis better than available from analogue ones, as well as remote access to diagnostics and data. All US operating reactors, all but four French ones, and most others in the world use analogue I&C systems. All Generation III reactors and most, if not all, new reactors of any type use digital ones.

Related to this is the hardening of control rooms so that power and filtered clean air are guaranteed, even if the main plant systems are down and portable generator trucks are being used. They should also have emergency communications such as satellite phones. With newer plants, such features are standard, and they are retrofitted to some older ones.

### Siting and plant layout

Perhaps the most obvious safety provision is in siting a nuclear power plant, and the Fukushima accident has reminded us of that. While nuclear plants are, where possible located close to the sea or other major water bodies to provide for cooling, they must not be vulnerable to flooding. In any case basic equipment such as switchgear and back-up provisions such as generators are today located very conservatively to allow for any major natural disaster that might affect the plant itself.

### Conclusion

Just as in comparing a 1960s motor car to a 2010 model the differences add up to quite a lot, though individually the component functions haven't changed remarkably, so with nuclear reactors. To the engineer and technician the detail changes are more evident, to the lay observer or even driver, they are incremental, and the main change is simply in reliability. But considerable evolution in many aspects of design has occurred, and is reflected in much greater safety today.

*Acknowledgment: This article draws on lecture notes of Dr V. Snell for the Reactor Safety Course at McMaster University, advice from Francois Perchet at WNU with his extensive nuclear operating experience, comments from Adrian Bull at Westinghouse, as well as many WNA information papers.*

гравитации заливается поверх внутренней оболочки для обеспечения пассивного отвода тепла через конвекцию внутри корпуса, чему также способствует конвекция воздуха между двумя оболочками. После остановки реактора, она также не требует активного вмешательства на протяжении 72 часов.

### Вероятность расплавления активной зоны

Изначально, расплавление активной зоны считалось за проектной аварией, но сегодняшние реакторы строятся с учетом вероятности расплавления активной зоны и образования очень горячего эвтектического сплава горючего, циркония и обломков, известного также как кориум (расплавленный материал активной зоны). Средством защиты в этом случае будет специальная большая керамическая ловушка, похожая на гигантскую пепельницу под давлением, охлаждаемую водой (как в EPR), учитывая, что кориум может расплавляться сквозь сталь, либо это средство защиты может быть с внутрикорпусным удержанием расплавленного материала за счет охлаждения водой снаружи корпуса под давлением (AP1000).

Нормативные требования для сегодняшних АЭС предполагают, что последствия любой аварии с расплавлением активной зоны должны быть ограничены пространством самой станции, т.е. без необходимости эвакуации живущего поблизости населения. Изначально, предполагалась широкомасштабная эвакуация, как это было на Фукусиме.

Подсчитанная частота аварий с повреждением активной зоны была одним из важнейших показателей при оценке безопасности реактора. Европейские органы ядерной безопасности предпочитают детерминистский подход, нацеленный на реальное обеспечение резервного оборудования, хотя также принимают во внимание вероятностный анализ безопасности в отношении частоты аварий с повреждением активной зоны.

### Системы контроля

За последние 15 лет, системы цифрового измерения и контроля (ИК) вытеснили аналоговые системы, обеспечивая операторам и гораздо больший объем данных о работе станции, и уровень детализации и анализа по сравнению с аналоговыми системами, а также сделав возможным удаленный доступ к диагностике и данным. Все работающие в США реакторы, за исключением четырех французских, равно как и большинство других работающих в мире реакторов сегодня используют аналоговые системы ИК. Все реакторы третьего поколения и большинство, если не все новые реакторы любого типа используют цифровые измерительно-контрольные системы.

С этим связана упрочненная конструкция центров управления станцией, обеспечивающая наличие очищенного фильтрами воздуха и бесперебойного энергоснабжения даже в случае если главные системы станции дали сбой и используются передвижные генераторные установки. Центры управления также должны быть снабжены аварийными средствами коммуникации, такими как спутниковые телефоны. На новых станциях, эти характеристики являются стандартными, а на некоторых старых станциях проведена модернизация и также установлено такое оборудование.

### Выбор площадки для строительства и планировка станции

Возможно, наиболее очевидной мерой безопасности является правильный выбор площадки для строительства АЭС, и авария на Фукусиме лишней раз напомнила нам об этом. Хотя атомные станции, где это возможно, следует располагать вблизи моря или других крупных водоемов, позволяющих обеспечить водоснабжение для охлаждения, они также не должны быть уязвимы к затоплению. В любом случае, базовые элементы вроде распределительной аппаратуры и резервное снабжение типа электрогенераторов сегодня располагают, исходя из консервативных оценок, чтобы в случае любой природной катастрофы обеспечить безопасность самой станции.

### Заключение

Как и при сравнении автомобилей 1960-х годов с моделями 2010 года, различий окажется немало, хотя функции отдельных компонентов в действительности не претерпели каких-либо радикальных изменений; то же самое и с ядерными реакторами. Для инженера и техника, детальные изменения более очевидны, для стороннего наблюдателя или даже водителя они представляются постепенными, но основное изменение просто в степени надежности. Но во многих аспектах конструкции реакторов произошла значительная эволюция, что привело к значительно более высокой степени безопасности на сегодняшний день.

*Благодарности: При подготовки этой статьи были использованы записи лекций доктора В.Снелла, преподающего курс Безопасности Ядерных Реакторов Университета МакМастера; советы Франсуа Перче из Всемирной Ядерной Ассоциации, обладающего огромным практическим опытом работы на атомных станциях, комментарии Адриана Булла из компании Вестингхауз, а также множество информационных документов ВЯА.*