

УДК 004.387

DOI 10.21661/r-119128

*C.S. Гусев*

## **ПРОБЛЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ АЭС НА СОВРЕМЕННОМ ЭТАПЕ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ**

*Аннотация:* в статье автором описывается успешное развитие атомной отрасли на современном этапе ее развития, проблемы управления атомными электростанциями, их классы и выбор современной науки в области проектирования реакторов на быстрых нейтронах как одного из перспективных направлений развития атомной энергетики.

*Ключевые слова:* атомные электростанции, проблемы управления, быстрые реакторы, классы реакторов.

*S.S. Gusev*

## **THE PROBLEMS OF PLANT CONTROL ON MODERN STAGE OF DEVELOPMENT OF THE NUCLEAR INDUSTRY**

*Abstract:* the article describes the successful development of nuclear industry at the present stage of its development, the problems of control of nuclear power plants, their classes and the choices of modern science in the field of design of fast neutron reactors as one of the promising directions of development of atomic energy.

*Keywords:* nuclear power plants, control problems, fast reactors, types of reactors.

Современная отрасль атомной энергетики насчитывает сотни, а может быть даже тысячи случаев аварийной остановки реакторов. Проблемы в управлении атомными электростанциями появились с самого становления атомной отрасли. Первоочередной и самой главной проблемой была, есть и остается проблема поддержания цепной реакции деления ядер урана в активной зоне АЭС.

Успешное внедрение АСУ ТП позволило сократить риски во избежание аварийных ситуаций в управлении АЭС. Однако человеческий фактор в управлении

оставляет проблемы в управлении – возможном допущении ошибок оператором при управлении АЭС. Неизбежно и здесь предусмотрена система защиты в управлении (СУЗ). Тут стоит подчеркнуть одну важную деталь в управлении, а именно, информационные системы (ИС) стали внедряться в управление АЭС. ИС сократили ряд проблем в управлении АЭС. Помимо того, что они уменьшили роль влияния человека в управлении АЭС, они перевооружили управление самой АЭС. Степень влияния человека неразрывно связана с масштабами проблем в управлении АЭС. И чем меньше человек влияет на процесс управления, тем большее влияние в управлении АЭС отводится ИС.

Чтобы понять проблемы, которые возникают или могут возникнуть на атомных электростанциях, окунемся в процесс становления атомной отрасли, пути ее развития и процессы модернизации атомных электростанций.

Сам процесс управления АЭС без участия человека невозможен. Необходим постоянный контроль за процессами, протекающими в реакторной установке. Присутствие человека уже говорит о человеческом факторе в управлении АЭС. Этую проблему скорее следует отнести к первостепенной. К второстепенным проблемам следует отнести технические и технологические проблемы на АЭС, которые должен устранять оператор ядерных энергетических установок (ЯЭУ) в процессе их появления или проявления. Ввиду того, что оператор принимает решение по устранению проблем, возникающих на АЭС, были внедрены ИС, которые позволили сократить риски в управлении и избежать целого ряда проблем. Однако до внедрения ИС на АЭС, уже использовались система управления защитой (СУЗ) и контрольно-измерительные приборы и автоматика (КИПиА). В целом совместное использование СУЗ и КИПиА позволяло устранять проблемы на АЭС, а именно, сбрасывать стержни в активную зону (АЗ) реактора при аварийной защите от проявления цепной реакции деления ядер урана в АЗ АЭС.

Актуальность вопроса использования того или иного типа реактора для получения электрической энергии зависит от того какие из делящихся ядра тяжелых элементов задействованы в цепной реакции деления в реакторе. АЭС использует ядра тяжелых элементов – урана ( $^{235}\text{U}$ ) и плутония ( $^{239}\text{Pu}$ ) и их изотопов.

При делении ядер выделяется энергия, что способствует энерговыделению в АЭС. Но можно использовать только ядра, имеющие определенную массу – ядра изотопов. В атомных ядрах изотопов содержится одинаковое число протонов и разное число нейтронов, из-за чего ядра разных изотопов одного и того же элемента имеют разную массу. У урана, например, 15 изотопов, но в ядерных реакциях участвует  $^{235}\text{U}$  или  $^{238}\text{U}$ .

В большинстве типов реакторов – тепловых реакторах используется обогащенный уран –  $^{235}\text{U}$ . Однако существует такой вид реакторов – реакторы на быстрых нейтронах, которые имеют свое сокращенное обозначение – БР или БН. К БР часто относятся обозначения исследовательских типов реакторов, в которых используется  $^{235}\text{U}$  или  $^{238}\text{U}$  с примесями, что делает его таким же обогащенным как и  $^{235}\text{U}$ , тогда как к БН относятся промышленные реакторы типа БН-600, БН-800, в которых может использоваться необогащенный уран –  $^{238}\text{U}$ , основной составляющей природного урана (~99,3%). Этот изотоп хорошо поглощает быстрые нейтроны и превращается в другой элемент – оружейный плутоний  $^{238}\text{Pu}$  и делящийся изотоп плутония  $^{239}\text{Pu}$ . Главная особенность ядерных реакторов на быстрых нейтронах состоит в том, что они открывают возможность использования не делящихся в реакторах на тепловых нейтронах изотопов тяжёлых элементов.

Реакторы на быстрых нейтронах очень компактны. Им не нужны ни замедлители, ни поглотители – их роль играет уран. Называются они реакторами-размножителями, или бридерами. Воспроизведение ядерного горючего позволяет в десятки раз полнее использовать уран, поэтому реакторы БН считаются одним из перспективных направлений атомной энергетики.

В реакторах такого типа, кроме тепла, нарабатывается еще и вторичное ядерное топливо, которое можно использовать в дальнейшем. Здесь ни в первом, ни во втором контурах нет высокого давления. В качестве жидкокометаллического теплоносителя используется жидкий натрий, что вызывает эрозию труб – тепловыделяющих сборок (ТВС), а, следовательно, и активной зоны (АЗ), что является

недостатком реактора. Он циркулирует в первом контуре, нагревается сам и передает тепло натрию второго контура, а тот, в свою очередь, нагревает воду в пароводяном контуре, превращая ее в пар. Теплообменники изолированы от реактора.

В реакторах на быстрых нейтронах не нужно достигать высокого давления 16 МПа, как в тепловых реакторах. В них также не нужна огромная толщина стенок из-за давления, как в водо-водяном реакторе (ВВР) или в РБМК. В БР отсутствует йодная яма, которая существует в ВВР [1], РБМК и других типов тепловых ректоров. Это свойство реакторов БР значительно увеличивает их эффективность, так как в процессе деления ядер урана в реакторах типа ВВР, РБМК, во время работы ядерного реактора, среди прочих продуктов деления образуется радиоактивный изотоп йода  $^{135}\text{I}$ . В результате  $\beta$ -распада с периодом полураспада 6,57 часа он превращается в изотоп ксенона  $^{135}\text{Xe}$ . Этот изотоп тоже радиоактивен, но его период полураспада больше – 9,14 часа.  $^{135}\text{Xe}$  очень хорошо поглощает нейтроны. Поглощённые им нейтроны, очевидно, не могут участвовать в цепной реакции деления урана, поэтому присутствие  $^{135}\text{Xe}$  снижает запас реактивности реактора. В реакторе, работающем на большой мощности, убыль  $^{135}\text{Xe}$  определяется его радиоактивным распадом и выгоранием в результате захвата нейронов. Образование йодной ямы на 1–2 суток приостанавливает работу реактора.

В реакторах БР существует отдельная зона воспроизведения для производства оружейного плутония  $^{238}\text{Pu}$  и  $^{239}\text{Pu}$ . Эта зона находится на периферии АЗ и тем самым дает возможность удалять плутоний из АЗ. ТВС удаляются из АЗ реактора по достижению проектного выгорания ядерного топлива. Выгорание – это уменьшение количества делящегося топлива за время работы реактора на определенной мощности. При достижении выгорания определенного процента ядерного топлива сборку извлекают из АЗ и доставляют частично на переработку оружейного плутония  $^{238}\text{Pu}$  в  $^{238}\text{U}$ , а частично на утилизацию.

---

Реакторы БР имеют топливно-замкнутый цикл обработки путем добавления примесей к  $^{238}\text{U}$  для получения обогащенного урана  $^{235}\text{U}$  и вторичного его использования в исследовательских реакторах на быстрых нейтронах.

Быстрые реакторы могут служить не только для получения энергии. Потоки нейтронов высокой энергии способны эффективно сжигать наиболее опасные долгоживущие радионуклиды, образующиеся в отработавшем ядерном топливе. Это имеет принципиальное значение для решения проблемы обращения с радиоактивными отходами атомной энергетики. Дело в том, что период полураспада некоторых радионуклидов намного превышает научно обоснованные сроки стабильности геологических формаций, которые рассматриваются в качестве мест окончательного захоронения радиоактивных отходов. Поэтому, применив топливно-замкнутый цикл с выжиганием радионуклидов и трансмутацией долгоживущих продуктов деления в короткоживущие, можно радикально решить проблему обезвреживания отходов атомной энергетики и многократно уменьшить объем радиоактивных отходов, подлежащих захоронению.

Необходимо отметить, что для успешной реализации проекта пилотной коммерческой АЭС имеются серьезные основания. Говоря о перспективах развития реакторов на быстрых нейтронах в атомной энергетике, в настоящее время в Обнинске приступили к разработке нового промышленного реактора БН-1200 – пятого энергоблока на Белоярской АЭС строительство которого должно начаться в 2020 году, а закончиться в 2025 году. В программе задействованы 12 крупных организаций. Определенная доля участия отводится Обнинскому Государственному научному центру Российской Федерации Физико-энергетическому институту, за которым закреплен статус научного руководителя. БН-1200 станет «локомотивом» топливно-замкнутого цикла, когда реактор, сжигая топливо одного вида, воспроизводит топливо другого вида, выделяя большое количество энергии, работает почти без потерь. Анализ опыта разработки и эксплуатации исследовательских и промышленных реакторов на быстрых нейтронах показывает, что технология быстрых натриевых реакторов на быстрых нейтронах обладает

значительными резервами по улучшению технико-экономических показателей и повышению безопасности.

### ***Список литературы***

1. Гусев С.С. Перспективы развития реакторов на быстрых нейтронах // Энергетика и энергоэффективные технологии: Сборник докладов IV международной научно-практической конференции. – Липецк: ЛГТУ, 2010. – С. 151–155.

---

**Гусев Сергей Сергеевич** – соискатель ФГБУН «Институт проблем управления им. В.А. Трапезникова РАН», Россия, Москва.

**Gusev Sergey Sergeevich** – applicant of FSBEI of HE «V.A. Trapeznikov Institute of Control Sciences of Russian Academy of Sciences», Russia, Moscow.

---