

О ПРЕДЕЛЬНОЙ МОЩНОСТИ БЫСТРОГО РЕАКТОРА СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Окунев В.С. (МГТУ им. Н.Э. Баумана, Москва, Россия)

Введение

Повышение мощности энергетического ядерного реактора всегда можно считать фундаментальной и прикладной задачей одновременно. Фундаментальная проблема состоит в обосновании принципиальной возможности (или невозможности) использования идей, реализованных в проектах реакторов малой мощности, при проектировании энергоблоков большой мощности; в поиске физических ограничений мощности реактора. Прикладная задача в возможности «форсирования» мощности, т. е. незначительного повышения мощности существующих энергоблоков.

Фундаментальные проблемы решают при проектировании реакторов принципиально нового типа, прикладные — при повышении заданных характеристик существующих реакторов.

При решении фундаментальных задач проектирования реакторов нового поколения необходимо учитывать основные требования к источникам энергии будущего. Главные из них хорошо известны. Это

- производство электроэнергии в необходимых масштабах;
- экономическая эффективность;
- безопасность;
- обеспеченность топливом.

Быстрые реакторы со свинцовым теплоносителем обладают большими потенциальными возможностями комплексного решения этих задач при условии детерминистического исключения тяжелых аварий на АЭС.

В настоящее время в мире разрабатываются несколько концепций быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем. Предлагается использовать природный свинец. Изотопный состав такого свинца (1,4 % ^{204}Pb – 23,6 % ^{206}Pb – 22,6 % ^{207}Pb – 52,4 % ^{208}Pb) получается усреднением по всем известным месторождениям (около 1500). Изотопный состав свинца разных месторождений может существенно различаться. Это связано с радиологическим происхождением изотопов ^{206}Pb (конечный продукт распада урана-238), ^{207}Pb (конечный продукт распада урана-235), ^{208}Pb (конечный продукт распада тория-232). Изотопный состав свинца зависит от присутствия следов урановых или ториевых руд в полиметаллических или свинцовых рудах. Ториевые руды предпочтительны по причине высокой концентрации свинца-208. Это дважды магические ядра. По сравнению с другими стабильными изотопами свинца, они характеризуются минимальным сечением неупругих процессов в нейтронном поле (минимальным сечением поглощения нейтронов и неупругого рассеяния, т. е. неупругозамедления нейтронов).

Концепции быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем формально можно объединить в два направления, различающиеся используемым ядерным топливом.

Первое направление развивается в России и предполагает использование смешанного моноксидного топлива (MN). Оно берет свое начало с концептуальных проектов энергетических быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем (БРС-1000 и БРС-300), разработанных под руководством ОАО НИКИЭТ им. Н.А. Доллежалея к 1989 и 1990 г. соответственно. В дальнейшем концепция БРС-300 получила развитие в рамках проекта БРЕСТ-ОД-300 [1]. Были предложены концепции реакторов большей мощности: БРЕСТ-600, -1200 [2], техническое предложение по проекту БРЕСТ-2400.

Среди всех известных концепций быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем наиболее развита и максимально приближена к практической реализации концепция БРЕСТ [1–5].

В США к 2005–2007 гг. предложены концептуальные проекты серии реакторов STAR малой мощности разного целевого назначения с UN-топливом [6]. Они заметно отстают от концепции БРЕСТ по степени проработки технологий свинцового теплоносителя.

Второе направление развивается в странах Евросоюза и предполагает использование смешанного монооксидного топлива (MOX). Концептуальные проекты ELFR, ELSY, LEADER, ALFRED с MOX-топливом разрабатываются с 2006 г. [7]). Они заметно отстают от концепции БРЕСТ по степени проработки технологий и значительно уступают по безопасности.

1. Постановка задача и программные коды для ее решения

1.1. Задача

В концепции БРЕСТ решены не все вопросы безопасности. В частности, при увеличении мощности реактора с БРЕСТ-ОД-300 до БРЕСТ-600 и выше пустотный эффект реактивности (ПЭР) положителен и превышает эффективную долю запаздывающих нейтронов. Это может привести к аварии и неприемлемо для быстрых реакторов нового поколения. Реализация положительного ПЭР возможна при осушении центральной части активной зоны, например, при появлении пузырей (при разгерметизации оболочек твэлов). Вовлечение пузырей в активную зону при разгерметизации трубок парогенератора маловероятно, но не исключено в реакторах с высокой долей естественной циркуляции теплоносителя (БРЕСТ-2400).

Основной задачей исследований является определение физических ограничений мощности быстрого реактора со свинцовым теплоносителем. Для этого решены задачи максимизации мощности реактора. За основу взята конструкция активной зоны, ТВС и твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300, разработанная к 2000 г. [10]. Зоны воспроизводства отсутствуют.

В качестве управляющих параметров рассматривались геометрические характеристики активной зоны, решеток твэлов, расход теплоносителя и др. По мере получения оптимальной (максимальной) мощности в число управляющих параметров включались физические свойства топлива, теплоносителя, конструкционных материалов. Затем проходил поиск материалов с полученными (заданными) оптимальными свойствами.

В качестве ограничений оптимизационной задачи рассматривались функционалы, характеризующие номинальные режимы работы реактора (функционалы надежности), характеристики воспроизводства топлива (коэффициент воспроизводства в активной зоне), функционалы, характеризующие аварийные режимы работы реактора (функционалы безопасности). Учитывались ограничения для функционалов безопасности, характеризующие безаварийное завершение процессов, сопровождающиеся отказом аварийной защиты (LOF WS, LOHS WS, TOP WS, OVC WS, LOCA WS и их комбинации). Аварийный режим, инициированный осушением активной зоны или ее части при несрабатывании аварийной защиты (LOCA WS), характеризуется двумя функционалами. Первый соответствует осушению всей активной зоны, второй — осушению (или снижению плотности свинца) в центральной части активной зоны.

Наиболее опасная область осушения (снижения плотности свинца) определялась на основе решения вспомогательной оптимизационной задачи, учитывающей возможность смещения границ этой области по вертикали и горизонтали

(дополнительные управляющие параметры). При этом в задаче учитывались те же ограничения.

1.2. Коды

В качестве программного обеспечения использовались оптимизационные коды и коды моделирования аварийных режимов (включая режимы, сопровождающиеся отказом аварийной защиты). Это последние версии кодов DRAGON и FRISS-2D, разработанных при участии автора в НИЯУ МИФИ и многократно модернизированных автором [8].

Решены задачи математического программирования, многокритериальные задачи и задачи без критерия оптимальности (поиска области условно безопасных компоновок).

1.3. Понятие условно равнобезопасных компоновок

Процедуру выбора предпочтительной компоновки реактора из конечного числа вариантов, обладающих разной степенью самозащищенности от разных аварий (в первую очередь ATWS), можно свести к решению дискретной многокритериальной задачи на максимум «запасов безопасности» [9]. В соответствии с [10], запас безопасности по отношению к той или иной аварии можно определить как

$$\Delta F_{ij} = F_{ij}^* - F_{ij},$$

где F_{ij} , — функционалы безопасности, характеризующие различные аварийные ситуации из числа наиболее опасных ($i = 1, 2, \dots, I$), не исключенных детерминистически; F_{ij}^* — допустимые значения этих функционалов. Каждую i -ю ситуацию характеризует J функционалов ($j = 1, 2, \dots, J$). Исключению аварий соответствует условие

$$\{F_{ij} \leq F_{ij}^* - \Delta F_{ij}, \text{ где } \Delta F_{ij} \geq 0\} \quad (1).$$

Наиболее предпочтительную (безопасную) компоновку можно выбрать из условия

$$\sum \alpha_{ij} \Delta F_{ij} / F_{ij}^* \rightarrow \max, \quad (2)$$

где $\Delta F_{ij} \geq 0$; α_{ij} — весовые коэффициенты, отражающие значимость того или иного критерия (F_{ij}). Условие (1) достижимо для реакторов, обладающих свойством естественной безопасности (например, БРЕСТ), для реакторов существующих типов это условие выполняется не для всех i, j . Проблема сравнения вариантов компоновок, различающихся самозащищенностью от аварий разных типов и выбора наиболее предпочтительной компоновки усложняется, если требования самозащищенности от аварий разных типов носят конфликтный характер.

Очевидно, что равнобезопасными могут быть лишь тождественно одинаковые компоновки, но для принятия решений можно говорить об условной равнобезопасности. На рис. 1 представлены области условно равнобезопасных (рис. 1, а) и условно равноопасных (рис. 1, б, в) компоновок при наличии двух критериев ($\Delta F_1, \Delta F_2$). Пунктиром обозначены границы области допустимых решений (цифра 1 соответствует условию $\Delta F_1 = 0$, цифра 2 — $\Delta F_2 = 0$). Область допустимых решений обозначена цифрой 3 и соответствует условиям

$$\Delta F_1 \geq 0; \Delta F_2 \geq 0.$$

Точки на рис. 1 соответствуют разным компоновкам реактора.

Определение. В общем случае условно равнобезопасными (равноопасными) компоновками следует считать эквивалентные объекты многокритериальной задачи, где в качестве критериев рассматриваются функционалы безопасности, характеризующие различные аварийные ситуации (в первую очередь из числа ATWS).

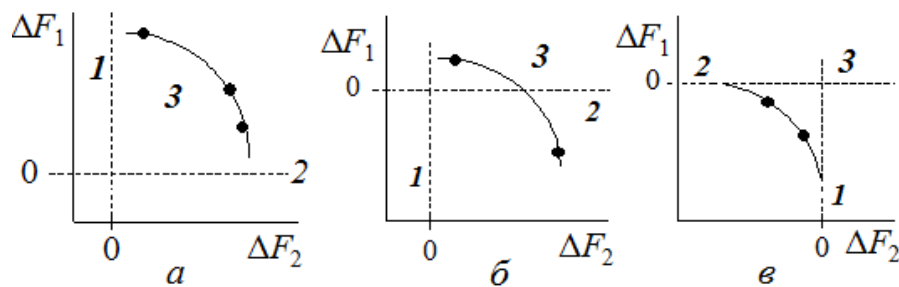


Рис. 1. Условно равнобезопасные (а) и равноопасные (б, в) компоновки реактора

По определению эти объекты эквивалентны. Если для данного типа проектируемого реактора идеалы естественной безопасности недостижимы (самозащищенность от ATWS не обеспечивается), то такие компоновки разумнее отнести к условно равноопасным (рис. 1, б, в).

2. Результаты

2.1. История исследований

Интерес автора к задаче определения предельной (максимально допустимой) мощности и поиска физических ограничений мощности быстрого реактора со свинцовым теплоносителем появился при прогнозировании специалистами АО НИКИЭТ перехода к крупномасштабной ядерной энергетике в России к середине XXI столетия. Первые результаты решения задач максимизации мощности при условии безопасности на примере реакторов БРЕСТ были получены к началу 2000-х годов [11, 12]. Исследования продолжаются до настоящего времени. Максимизация мощности при обеспечении самозащищенности от всей совокупности тяжелых аварий, не исключенных детерминистически, потребовала корректировки некоторых технических решений концепции БРЕСТ.

2.2. Корректировка технических решений концепции БРЕСТ

- Теплоноситель. Предложено использовать теплоноситель на основе свинца, извлеченного из ториевых руд. Такой свинец содержит от 69 до 98 % изотопа ^{208}Pb и пониженное содержание изотопа ^{207}Pb (менее 5 %). Свинцовые и полиметаллические руды галенитов содержат свинец изотопного состава: 1,09...1,61 % ^{204}Pb – 18,64...25,17 % ^{206}Pb – 21,36...30,80 % ^{207}Pb – 49,30...52,49 % ^{208}Pb .

Производство свинца связано с негативным воздействием на человека и окружающую среду. По этой причине Россия экспортирует свинец из Казахстана. Казахстан богат урановыми рудами. Уранинит, например, содержит свинец изотопного состава: 0,12...0,15 % ^{204}Pb – 85,53...85,81 % ^{206}Pb – 10,49...10,54 % ^{207}Pb – 3,58...3,69 % ^{208}Pb . Свинец полиметаллических руд разных месторождений может заметно отличаться по изотопному составу от природного свинца. Этому фактору следует уделять особое внимание при проектировании реакторов со свинцовым теплоносителем. Значения пустотного (ПЭР) и плотностного эффектов реактивности сильно зависят от изотопного состава свинца. Как известно, реализация ПЭР потенциально опасна для реакторов с жидкометаллическим теплоносителем.

Свинец, извлеченный из урановых руд, недопустимо использовать в качестве теплоносителя быстрых реакторов. Свинец свинцовых или полиметаллических руд недопустимо использовать в быстрых реакторах большой мощности.

- Конструкционные материалы. В качестве конструкционных материалов разработчики реакторов типа БРЕСТ предлагают использовать безникелевые стали

с добавками кремния [1]. Кремний способствует образованию оксидных пленок на поверхности стали, снижая скорость коррозии и эрозии в жидком свинце [1].

Как известно, дополнительный поглотитель нейтронов, размещенный в активной зоне, способствует снижению ПЭР. Предлагается использовать вольфрамовые покрытия оболочек твэлов. Это позволит не только ограничить скорость коррозии и эрозии, но и существенно снизить ПЭР [14]. Вольфрам эффективно поглощает быстрые нейтроны и не выносится из активной зоны при реализации ПЭР [14]. Как и кремний, вольфрам способствует образованию дополнительных защитных оксидных пленок на поверхности стали. Расчеты показывают, что при использовании в качестве теплоносителя свинца, извлеченного из ториевых руд, даже полное замещение стали вольфрамом в составе оболочек твэлов, баланс нейтронов в активной зоне (эффективный коэффициент k_{eff} размножения нейтронов) оказывается лучше (k_{eff} выше на 0,004), чем при использовании природного свинца при отсутствии вольфрамовых покрытий.

- Топливо. Актуальна задача оптимизации топливной композиции. Противоположная роль доплеровского коэффициента реактивности в безопасном завершении аварийных режимов, инициированных снижением расхода теплоносителя через активную зону и вводом положительной реактивности, в реакторах большой и средней мощности с оксидным топливом, создает серьезные трудности при проектировании безопасных установок. При переходе на мононитридное топливо эта противоположная роль отчасти выравнивается, сглаживается, но не исключается. Одинаковая роль достигается при использовании металлического топлива. Однако, такое топливо (даже легированное цирконием) имеет неприемлемо низкую температуру плавления.

Простейший вид зависимости производной средней (по объему) температуры топлива по времени (dT/dt) от плотности γ и удельной теплоемкости c_p топлива при постоянном давлении можно получить из нестационарного уравнения теплопроводности, записанного в простейшей форме: $dT/dt \sim [A + B\gamma]/c_p$, где A и B — некоторые параметры, косвенно зависящие от γ и c_p . Отсюда следует, что для ограничения роста температуры топлива в аварийных режимах необходимо повышать теплоемкость и плотность топлива. Для снижения температур также необходимо увеличивать теплопроводность топлива.

Итак, задача сводится к выбору свойств топлива, гарантирующих одинаковую роль доплеровского коэффициента реактивности в разных аварийных ситуациях и высокую (приемлемую) температуру плавления топлива.

Исходные данные — компоновка реактора, полученная при решении задачи оптимального проектирования (или компоновка, принятая в концептуальном проекте). Управления задачи — плотность, теплоемкость и теплопроводность топлива. Рассматриваются ограничения для всех функционалов задачи оптимального проектирования (надежности, безопасности и другие). Критерий оптимальности может отсутствовать.

Необходимо дальнейшее повышение плотности и теплопроводности топлива по сравнению с мононитридом. Это возможно при переходе к металлокерамическому топливу на основе мононитридного и металлического. Однако температура плавления такого топлива заметно снижается при повышении доли металлического урана и (или) плутония. Задача состоит в необходимости повысить плотность и теплопроводность топлива без заметного снижения (в идеале — с сохранением на постоянном уровне) максимально допустимой температуры.

При получении оптимального или предпочтительного решения необходим поиск реальных топливных композиций, обладающих полученными (т. е. уже определенными,

заданными) свойствами. Здесь возможны технологические ограничения, связанные с изготовлением топлива.

Итак, для достижения необходимых свойств требуется переход от керамического к металлическому или металлокерамическому топливу без уменьшения температуры плавления. В первом приближении можно считать, что при уменьшении доли неметаллического разбавителя в керамике уменьшается температура плавления или термического разложения топлива, но повышается плотность, теплоемкость и теплопроводность.

Оптимизация топливной композиции носит ярко выраженный конфликтный характер.

Уменьшение максимально допустимой температуры топлива ведет к заметному снижению, а увеличение плотности и теплопроводности топлива — к заметному повышению самозащищенности реактора, в том числе за счет достижения одинаковой роли доплеровского коэффициента реактивности в разных аварийных ситуациях. Поставленная задача носит ярко выраженный конфликтный характер.

Математическое моделирование аварийных режимов показало, что для обеспечения одинаковой роли доплеровского коэффициента реактивности в разных аварийных ситуациях необходима плотность и теплопроводность топлива, более высокая по сравнению с мононитридом. В тоже время допустимы значения плотности и теплопроводности, заметно меньшие, чем для металлического топлива. Переход на «классическую» металлокерамику (керметное топливо) позволит оптимизировать плотность и теплопроводность, обеспечить одинаковую роль доплеровского коэффициента в разных аварийных ситуациях, но ведет к недопустимому снижению максимально допустимой температуры топлива.

Как разрешить конфликт в получении необходимых (заданных) свойств топлива при использовании металлокерамики?

Предлагается использовать таблеточное топливо на основе микрозерен смешанного мононитридного топлива и нанопорошка металлического урана. Нанопорошок заполняет поры между микрозернами. Его содержание составляет до 20 % по объему или до 39 % по массе.

При использовании такого топлива роль доплеровского коэффициента реактивности в разных аварийных режимах одинакова. Это открывает дополнительные возможности в оптимизации компоновки активной зоны. На рис. 2 представлен характер изменения максимальной температуры T топлива в реакторе типа БРЕСТ в режиме, инициированном обесточиванием главных циркуляционных насосов первого контура с отказом аварийной защиты. Рис. 2 (а) соответствует использованию оксидного топлива, рис. 2 (б) — мононитридного, рис. 2 (в) — мононитридного топлива с добавками нанопорошка металлического урана, рис. 2 (г) — металлического топлива. При использовании оксидного топлива с добавками нанопорошка металлического урана наблюдается картина, близкая к рис. 2 (б). Максимальная температура топлива при работе реактора на номинальной мощности:

$$T_0 (MOX) > T_0 (MN) > T_0 (MN-U) > T_0 (U-Pu).$$

Максимальная температура топлива в установившемся режиме естественной циркуляции теплоносителя:

$$T_0 (MOX) < T_0 (MN) < T_0 (MN-U) < T_0 (U-Pu).$$

Стрелками на рис. 2 указаны тенденции изменения максимальной температуры при увеличении по абсолютному значению доплеровского коэффициента реактивности.

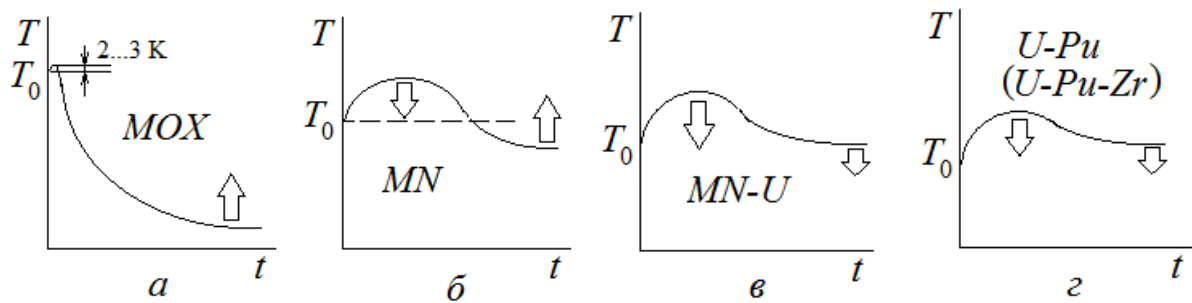


Рис. 2. Характер временной зависимости максимальной температуры топлива в режиме LOF WS при использовании разных видов топлива: MOX (а), MN (б), MN-U (в), U-Pu (г)

2.3. Анализ ATWS

Предполагается, что активная зона БРЕСТ-1200, -2000, -2400 состоит из трех зон профилирования. Используются ТВС реактора БРЕСТ-ОД-300. Диаметр топливной таблетки в зонах 7,9; 8,3 и 9,0 мм соответственно. Высота активной зоны 0,95 м.

Анализ ATWS (рис. 3) показывает, что реактор безопасен вплоть до мощности 2400 МВт (э). Наиболее опасные комбинации ATWS не приводят к аварии. Основная проблема при повышении мощности энергоблока положительный ПЭР.

По причине взаимной нейтрализации возмущений, инициирующих аварийные режимы, одновременное наложение четырех режимов LOF WS, LOHS WS, TOP WS и OVC WS менее опасно, чем любых трех из них. С точки зрения повышения температуры оболочек твэлов наиболее опасен режим LOF WS. Наиболее опасными комбинациями аварийных режимов можно считать наложение трех из вышеперечисленных, причем один из них LOF WS: (LOF + TOP + LOHS) WS или (LOF + TOP + OVC) WS. Неопределенность времени запаздывания того или иного процесса при неодновременном наложении (LOF + TOP + LOHS) WS проиллюстрирована рис. 3 (б, в). Здесь $t_{TOP\ WS}$ и $t_{LOHS\ WS}$ — время запаздывания процесса TOP WS и LOHS WS соответственно. При наложении (LOF + TOP + LOHS) WS температура оболочки практически не зависит от времени t_G снижения расхода на интервале 2...7 с (рис. 3, г). Рис. 3 (е) иллюстрирует влияние времени t_r ввода реактивности в процессе TOP WS. Подобные результаты получены для любых комбинаций LOF WS, TOP WS, LOHS WS и OVC WS.

Анализ коэффициентов чувствительности функционалов безопасности (максимальных температур, мощности и др.) к исходным данным позволил выявить параметры, оказывающие наибольшее влияние на самозащищенность реактора от наиболее опасных комбинаций аварийных режимов из числа ATWS.

2.4. Анализ пустотного и плотностного эффектов реактивности при наиболее опасных сценариях их реализации

Электрическую мощность 2400 МВт можно считать предельной мощностью для энергоблока с ядерным реактором. Под предельной мощностью будем понимать наименьшую мощность, при которой реактор работает устойчиво и без повреждений. Иначе говоря, это максимальная долговременная мощность реактора. (Понятие заимствовано из теории акустических систем.) Для LMFR электрической мощности около 2000 МВт возможна потеря устойчивости. Это значение близко к предельной мощности. Более того, дальнейшее повышение мощности может оказаться экономически нецелесообразным. Стоимость производимой энергии уменьшается с повышением мощности реактора лишь до определенного предела. Этот предел около 2000...2400 МВт (э). При остановке реактора большой мощности возникают трудности для потребителей энергии связанные с необходимостью замещения этой мощности.

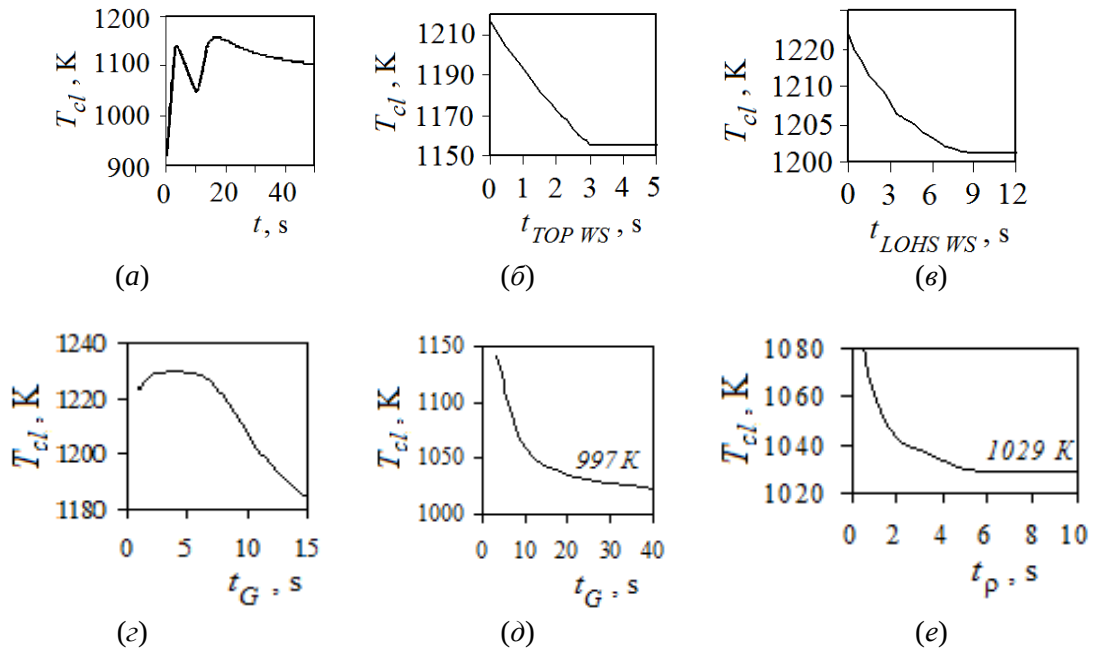


Рис. 3. Анализ ATWS

На первом этапе исследований анализировалась возможность повышения безопасности реактора БРЕСТ-1200 при использовании нового керметного топлива (с добавлением нанопорошка урана до 40 % по массе), теплоносителя на основе свинца, извлеченного из ториевых руд, и вольфрамовых покрытий оболочек твэлов. Оптимизация характеристик активной зоны позволяет получить отрицательный ПЭР не только при осушении всего реактора БРЕСТ-1200, но и при осушении центральной части активной зоны. Однако наиболее опасный сценарий реализации ПЭР связан с вовлечением пузырей в центральную часть активной зоны (при объемной доле пузырей 50...60 %). При этом для БРЕСТ-1200 ПЭР равен около 5 β. В дальнейшем будем рассматривать такой сценарий. Предложенные новшества позволяют обеспечить внутреннюю безопасность реактора БРЕСТ-1200. Реактор устойчив к ATWS. ПЭР отрицателен (даже при наиболее опасном сценарии его реализации).

На втором этапе анализируется возможность достижения внутренней безопасности реактора БРЕСТ предельной мощности. Этой проблеме посвящена настоящая статья. Заметим, что при изменении решетки твэлов или ТВС, изотопного состава теплоносителя, использования добавок нанопорошка урана к топливу, изменяется максимум зависимости ПЭР от доли пузырей в центральной части активной зоны. Например, при использовании природного свинца максимум соответствует уменьшению плотности на 60 %. При использовании свинца ториевых руд максимум наблюдается при уменьшении плотности на 20 %.

Известно, что ПЭР характеризуется сильной пространственной зависимостью. По этой причине при увеличении мощности реактора (за счет увеличения размеров активной зоны) эти эффекты реактивности увеличиваются. По этой причине анализ ПЭР требует особого внимания.

Минимизируя ПЭР в задаче оптимизации активной зоны реактора БРЕСТ-1200, -2000 и -2400, можно получить компоновку, для которой ПЭР отрицателен даже при наиболее опасном сценарии его реализации (осушение центральной части активной зоны). Наиболее опасно уменьшение плотности свинцового теплоносителя в центральной части активной зоны на 50...60%. В реакторе бесконечно большого

радиуса ПЭР (постулируется отсутствие утечки нейтронов через боковую поверхность) достигает 7 β (β — эффективная доля запаздывающих нейтронов). При таком сценарии для реактора типа БРЕСТ-2400 ПЭР более 6 β . При этом постулируется наличие пузырей (эмульсии свинца) в активной зоне. Если эти пузыри содержат водород (разгерметизация трубок теплообменника при двухконтурной схеме преобразования энергии), то ПЭР будет заметно выше. ПЭР становится отрицательным только при уменьшении плотности свинцового теплоносителя до 2 г/см³ и ниже (в том числе при полном осушении: при наличии большого пузыря в центре активной зоны).

Переход к теплоносителю на основе свинца, извлеченного из ториевых руд с концентрацией изотопа ²⁰⁸Pb позволяет снизить ПЭР в реакторе бесконечного радиуса до значения, около 1 β . Максимум ПЭР соответствует уменьшению плотности свинца на 20 ... 30 %.

Использование вольфрамовых покрытий оболочек твэлов позволяет минимизировать ПЭР до нуля и отрицательных значений (в зависимости от толщины вольфрамового покрытия).

Таким образом, для повышения безопасности реактора БРЕСТ большой мощности необходимо перейти с природного свинца на свинец, извлеченный из ториевых руд.

2.5. Проблемы

Негативный фактор использования нанопорошка металлического урана может быть связан с потенциальной возможностью объединения наноструктур в единый металлический фрагмент. Это несколько снижает возможности (скорость) поглощения азота металлом. Но даже в таком предельном случае внутренняя поверхность оболочки надежно защищена.

Заключение. Выводы

Для существующих проектов реакторов БРЕСТ большой мощности не обеспечивается в полной мере внутренне присущая безопасность. Это связано с положительным ПЭР, в несколько раз превышающим эффективную долю запаздывающих нейтронов (до 7 β). Эрозия и коррозия конструкционной стали может привести к вводу реактивности более 1 β и превышению максимальными температурами допустимых значений в сложных комбинациях режимов АТWS или даже к разгону на мгновенных нейтронах.

Для обеспечения безопасности необходима корректировка проектных решений реакторов БРЕСТ большой мощности. Она связана и с переходом на теплоноситель на основе свинца, извлеченного из ториевых руд, с переходом на топливо на основе микрозерен MN и нанопорошка металлического урана, размещенного между зернами, и с вольфрамовыми покрытиями оболочек твэлов. Вольфрамовые покрытия оболочек твэлов позволят смягчить требования к качеству теплоносителя. Использование свинца с высокой концентрацией ²⁰⁸Pb способствует снижению опасности реактивных аварий за счет меньшего сечения поглощения нейтронов.

При такой корректировке ПЭР отрицателен даже для реактора бесконечной мощности (бесконечного радиуса активной зоны). Режимы АТWS завершаются безаварийно даже при отсутствии пассивных систем обеспечения безопасности реактора БРЕСТ-2400.

При такой корректировке реакторы типа БРЕСТ-1200, -2000 и -2400 могут стать основой безопасной крупномасштабной ядерной энергетики, способной обеспечить потребности человечества в энергии на длительную перспективу.

Таким образом, в случае корректировки проектных решений, безопасность не будет являться для реакторов типа БРЕСТ фактором, ограничивающим предельную мощность.

Учитывая необходимость подготовки кадров соответствующего профиля в отечественных вузах, результаты исследований оперативно внедряются автором в учебный процесс [13]. Второе издание учебного пособия «Основы прикладной ядерной физики и введение в физику ядерных реакторов», вышедшего в МГТУ им. Н.Э. Баумана в 2015 г. в серии «Физика в техническом университете», завершает глава «Физические принципы реакторов естественной безопасности» [13].

Список литературы

1. БРЕСТ-ОД-300. Под ред. Адамова Е.О., Орлова В.В. Москва, изд-во НИКИЭТ, 2001.
2. Orlov V.V., et al. Deterministic Safety of BREST Reactors. In: Proceedings of 11-th Int. Conf. on Nucl. Engrg. (ICONE-11). Shinjuku, Tokio, Japan: JSME/ASME; 2003. (CD-ROM file ICONE11-36412).
3. Orlov V.V., Avrorin E.N., Adamov E.O., et al. Non-traditional Concepts of Nuclear Power Plants with Natural Safety (New Nuclear Technology for the Next Stage Large-Scale Production of Nuclear Power). Atomic Energy. 1992; 72 (4): 317–329.
4. IAEA-TECDOC-1348: Power Reactor and Sub-critical Blanket Systems with Lead and Lead-Bismuth as Coolant and/or Target Material. Utilisation and Transmutation of Actinides and Long Lived Fission Products. Vienna, Austria, May 2003. 224 p.
5. Adamov E.O., Orlov V.V., Smirnov V.S., et al. Conceptual Design of BREST-300 Lead-Cooled Fast Reactor. In: Proceedings of Int. Conf. on Advanced Reactor Safety (ARS-94); 17–21 April 1994; Pittsburg, USA. 1994. V. 1. p. 509–515.
6. IAEA-TECDOC-1536: Status of Small Reactor Designs Without On-Site Refuelling. Vienna, Austria, Jan. 2007. 859 p.
7. Alemberti A et al. In: Proceedings of the V Conf. Innovative Design and Technologies of Nuclear Power; 2–5 October 2018; Moscow; NIKIET; Vol. 1, p. 20–28.
8. Okunev V.S. Designing of New Generation of the Nuclear Reactors. AIP Conference Proceedings 2195, 020012 (2019); <https://doi.org/10.1063/1.5140112> Published Online: 17 December 2019.
9. Окунев В.С. Проблема и процедура выбора условной равнобезопасных компоновок ЯЭУ // Научная сессия «МИФИ-2007». Сборник научных трудов. М.: МИФИ, 2007. Т.8. С. 76–77.
10. Accident Analysis for Nuclear Power Plants, Safety Reports Series no.23, IAEA, Vienna (2002).
11. Окунев В.С. О перспективах развития реакторов на быстрых нейтронах большой мощности // Известия РАН. Энергетика. 2001. №6. С.131–136.
12. Окунев В.С. К вопросу о физических ограничениях мощности реактора на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем // Известия РАН. Энергетика. 2002. №6. С.42–51.
13. Окунев В.С. Основы прикладной ядерной физики и введение в физику ядерных реакторов / Учеб. пособие. Сер.: Физика в техническом университете. 2-е изд., испр. и доп. М.: Издательство МГТУ им. Н.Э. Баумана, 2015. 536 с.
14. Okunev V.S. Substantiation of the Feasibility of Using Fuel Rods with Tungsten Spraying in Power Fast Reactors of New Generation // Thermal Engineering, 2011. Vol. 58, No. 14. Pp. 1167–1171. Pleiades Publishing, Inc., 2011.