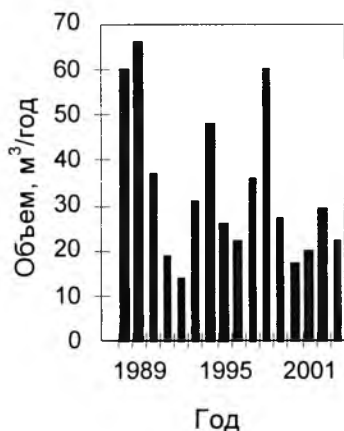




Р и с. 7. Объем твердых низкоактивных отходов

В перспективе на БН-600 запланировано проведение следующих работ:

исследование возможности эксплуатации в течение 40—45 лет, т.е. до 2020—2025 гг.;

проведение модернизации части оборудования; извлечение из реактора теплообменника натрия—натрий и его инспекция;

повышение выгорания топлива до 15% тяж. ат.; участие в программе утилизации оружейного плутония.

УДК 621.039.534

ПЕРСПЕКТИВНЫЕ ТОПЛИВНЫЕ ЦИКЛЫ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ НА ОСНОВЕ НЕВОДНЫХ СПОСОБОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОБЛУЧЕННОГО ТОПЛИВА

Грачев А.Ф., Маершин А.А., Скиба О.В., Цыканов В.А., Бычков А.В., Кормилицын М.В., Соколовский Ю.С. (ФГУП ГНЦ РФ — НИИАР)

Современный этап развития ядерной энергетики характеризуется повышенными требованиями к безопасности и воздействию на окружающую среду всех стадий топливного цикла. При вовлечении в топливный цикл ядерных материалов военного происхождения появляются дополнительные требования по их нераспространению и как следствие дополнительные требования к системам физической защиты, учета и контроля. В этой связи большой интерес может представлять предлагаемая технология, которая с учетом современных требований позволит существенно расширить возможности оксидного топлива и улучшить технико-экономические показатели топливного цикла в целом.

Наиболее важными принципами технологии будущего являются:

замкнутый цикл, т.е. внутренняя замкнутость технологических процессов в целях уменьшения вывода из производства вредных для окружающей среды веществ;

оптимизация технологических систем для достижения необходимых максимальных результатов с исключением излишних переделов и стадий;

максимальный уровень внутренне присущей безопасности, т.е. использование процессов, безопасность которых основана не только на инженерных барьерах безопасности, но и на собственных свойствах технологической системы, обеспечивающих максимальную степень экологической защиты.

Эти принципы одинаково влияют как на общую безопасность, так и на экономику.

Следует учитывать, что процессы, связанные с переработкой и подготовкой ядерного топлива, сформировались еще в 50-е годы и развивались как продолже-

ние военной технологии. Именно поэтому многие виды технологии пока не оптимизированы с точки зрения реальных потребностей общества.

На симпозиуме МАГАТЭ в 1997 г. было отмечено, что установки топливного цикла следующего поколения должны обеспечивать:

- максимально высокую безопасность;
- минимальные затраты;
- минимальное воздействие на окружающую среду, включая минимальное образование отходов;
- минимальное использование природных ресурсов;
- минимальный риск распространения делящихся материалов и максимальные гарантии;
- общественную поддержку;
- разнообразие и безопасность поставки энергии.

Неводные методы рассматриваются как возможные альтернативные виды технологии топливного цикла. Пирозлектрохимическая переработка с использованием расплавов солей применяется к оксидному (НИИАР, Россия), металлическому топливу (Аргонская национальная лаборатория, США) и имеет следующие преимущества:

- высокая химическая стабильность среды;
- высокая концентрация по делящимся элементам (более 30%);
- отсутствие нейтронных замедлителей;
- реализация всех химических процессов в одном аппарате независимо от вида исходного перерабатываемого продукта (металлы, оксиды, нитриды и др.);
- минимизированный объем высокоактивных отходов;
- порционность производства, удобная с точки зрения контроля и учета распределения делящихся компонентов.

В НИИАРе к настоящему времени сформулированы и экспериментально обоснованы базовые принципы перспективного замкнутого топливного цикла, построенного на взаимной совместимости регенерации уран-плутониевого топлива и изготовления твэлов и ТВС. Такими принципами являются:

- использование сухих пирозлектрохимических процессов для переработки облученного топлива и утилизации отходов;
- получение кристаллических частиц оксидного топлива полидисперсного состава с плотностью, близкой к теоретической, готовых для непосредственного виброуплотнения в оболочке твэла;
- использование метода виброуплотнения для изготовления из гранулированного топлива твэлов;
- применение дистанционно управляемого автоматизированного оборудования при переработке топлива, изготовлении твэлов и ТВС.

Сухие методы позволяют перерабатывать топливо с любым выгоранием и временем выдержки за малое число технологических стадий. Среда, в которой проводят эти процессы, не имеет замедлителей, что дает возможность работать с высокой концентрацией делящихся и радиоактивных материалов. Именно поэтому сухие процессы высокопроизводительны, компактны и образуют малое количество отходов, что существенно упрощает учет и контроль ядерных материалов.

Дистанционно управляемые процессы занимают важное место в технологии топливного цикла, и дополнительные расходы, связанные с переходом от перчаточных боксов к защитным камерам, себя оправдывают в силу следующих обстоятельств:

имеется возможность оптимизации степени очистки топлива от продуктов деления до требований реакторной установки. За этим следует сокращение расходов на дополнительную очистку топлива и обработку дополнительных объемов отходов;

снимаются жесткие ограничения на содержание в топливе высокотоксичных изотопов и трансплутониевых элементов;

открываются возможности создания новых сценариев топливного цикла, например, повторное использование топлива после частичной обработки для удаления газообразных и легколетучих продуктов деления, прямое использование топлива зон воспроизводства в активной зоне быстрого реактора, дожигание топлива из реакторов с одним обогащением в реакторах с более низким обогащением через частичную обработку топлива;

невысокая очистка ядерных материалов увеличивает степень их самозащищенности и позволяет легко контролировать перемещение, что уменьшает риск несанкционированного использования.

Экспериментальной базой для отработки обозначенных принципов является Опытно-исследовательский комплекс, в состав которого входят установки по производству гранулированного топлива и изготовления твэлов и ТВС. Изготовленные твэлы и ТВС испытывают в БОР-60 и БН-600.

Пироэлектрохимическая переработка топлива. Исходным для такой переработки может быть любой вид топлива (оксид, металл, карбид, нитрид). На первой стадии его растворяют в расплаве солей, из которых наиболее удобными и изученными являются хлоридные. Из расплава топливо выделяют электролизом или методами осаждения в виде кристаллических оксидов, например, UO_2 , PuO_2 или UPuO_2 . После измельчения осадков и отделения путем отмывки кристаллических продуктов от захваченной соли-растворителя и других растворимых примесей получают гранулят полидисперсного состава, пригодный для изготовления виброуплотненных твэлов. Частицы имеют плотность не менее $10,7 \text{ г/см}^3$ и размер не более 1 мм. Промывные растворы регенерируют путем выпаривания с последующим возвращением сухого остатка в начало процесса. Пироэлектрохимический процесс позволяет удалить из топлива продукты деления с суммарным коэффициентом очистки более 100, достаточным с точки зрения физики быстрого реактора.

Объем отходов минимален, из них могут быть извлечены ценные элементы, например, металлы рутениевой подгруппы. В технологии нет жестких требований к газовой среде для проведения процессов, поэтому они осуществляются в защитных камерах с обычным воздухом.

Изготовление твэлов и ТВС. Технология виброуплотнения всегда рассматривалась как один из способов изготовления топливного сердечника, который позволяет существенно снизить стоимость производства твэлов ядерных реакторов и улучшить их эксплуатационные характеристики. Основными преимуществами виброуплотнения и твэлов с виброуплотненным топливом являются:

простота и надежность производственного процесса за счет меньшего числа технологических и контрольных операций, что облегчает его автоматизацию и дистанционное управление, благодаря чему он может быть использован при изготовлении твэлов в защитных камерах. Это преимущество наиболее полно проявляется при использовании высокоактивного (регенерированного) топлива;

возможность изготовления топливного сердечника с легко варьируемыми параметрами и на основе многокомпонентных композиций;

возможность использования гранулята любой формы как гомогенного состава, так и в виде механической смеси;

меньшее по сравнению с таблеточным сердечником термомеханическое воздействие виброуплотненного топлива на оболочку;

снижение требований к внутреннему диаметру оболочек твэлов.

Процесс виброуплотнения заключается в создании плотной упаковки частиц порошка определенного гранулометрического состава под воздействием механических колебаний. Вибрация дает возможность придать дисперсионной порошковой среде свойства квазижидкости. При этом частицы топлива приобретают подвижность и способность формировать оптимально упакованную структуру в соответствии с размерами частиц и их составом.

Возможность изготовления твэлов методом виброуплотнения продемонстрирована в двух вариантах: ручное в перчаточных боксах и дистанционное в защитных камерах. Опытно-промышленная реализация дистанционных методов изготовления виброуплотненных твэлов и ТВС реакторов БОР-60, БН-350, -600 была реализована при работе установок «Орел» (1977—1986), опытно-исследовательского комплекса (1989—1997) и макетной установки «Колибри» (1992—1997). В настоящее время функционируют две цепочки перчаточных боксов для изготовления твэлов методом виброуплотнения, на которых реализуются различные экспериментальные программы, а также изготавливаются твэлы и ТВС штатной загрузки БОР-60. Более чем 25-летний опыт изготовления позволил сформулировать основные принципы производства твэлов с виброуплотненным оксидным топливом, отработать базовые технологические режимы, подобрать номенклатуру и характеристики оборудования. В общей сложности было изготовлено около 30 тыс. твэлов, из них собрано более 730 ТВС для быстрых реакторов.

В ходе опытной эксплуатации автоматической линии достигнут выход годной продукции более 98%, при изготовлении твэлов вручную на технологической линии, расположенной в перчаточных боксах (1300 твэлов БН-350, 300 твэлов БН-600, 9000 твэлов БОР-60), по всем контролируемым параметрам качества выход годных твэлов составил 100%.

Обращение с отходами. Обращение с отходами и оборотными продуктами технологии производства гранулированного топлива и изготовления твэлов и ТВС можно разделить на несколько процессов:

переработка оборотных продуктов, образующихся при подготовке гранулированного топлива и производстве твэлов;

очистка отходящих газов от хлора, возгонов и радиоактивных аэрозолей;

очистка отработавшего электролита (соли-растворителя) от примесей;

сжигание и очистка горючих отходов.

Кроме того, разработаны методы извлечения урана и плутония из шлама после очистки соли и растворов после дезактивации сильно загрязненных узлов оборудования.

Все содержащие ядерные материалы отходы и оборотные продукты, которые образуются при производстве топлива и твэлов, собираются в отдельные контейнеры. После определения содержания урана и плутония их перерабатывают в хлораторе-электролизере с последующим производством кондиционного топлива. До переработки отходы накапливаются и хранятся в защитной камере (табл. 1, 2).

Т а б л и ц а 1. Образование твердых радиоактивных отходов в Опытно-исследовательском комплексе годовой производительностью 1000 кг при производстве смешанного топлива

Отходы	Выход, кг/кг топлива	Количество, кг/год	Содержание делящихся материалов, г/кг отходов	
			Pu	U
Концентрат после очистки соли Ветошь, протирочные и упаковочные материалы	Высокоактивные продукты, направляемые в хранилище (при увеличении реальной производительности до 1000 кг будут перерабатываться с выделением плутония)			
	0,013	13	0,02	0,08
	0,02	20	0,033	0,04
Оборудование из пирогرافита Фильтры	Высокоактивные отходы, удаляемые в могильник			
	0,2	200	0,4	1,6
	0,13	130	0,7	1,5
Узлы металлического оборудования, средств контроля и дистанционного обслуживания (после дезактивации)	Низкоактивные твердые отходы, удаляемые в могильник			
	0,7	700	—	—

Т а б л и ц а 2. Образование жидких радиоактивных отходов при годовой производительности 1000 кг топлива

Отходы	Удельная активность, Бк/л	Количество, л/год	Содержание, г/л	
			Pu	U
Раствор после установки рециркуляции и поглощения хлора	$1,15 \cdot 10^5$	$2 \cdot 10^5$	$5 \cdot 10^{-5}$	$1,5 \cdot 10^{-4}$
Десорбирующие растворы	$(3,2—37)10^2$	$12 \cdot 10^5$	$1,4 \cdot 10^{-7}—1,6 \cdot 10^{-6}$	$4,2 \cdot 10^{-7}—4,8 \cdot 10^{-6}$

Перспективным направлением повышения безопасности ядерного топливного цикла является переход к технологии, которая имеет высокий уровень внутренней безопасности. Это означает, что помимо инженерных барьеров свойства самих систем и процессов являются естественными барьерами и минимизируют вредное воздействие на окружающую среду при нормальных и экстремальных условиях. К технологии с повышенной безопасностью можно отнести пирохимический процесс переработки ядерного оксидного топлива в расплаве хлоридных солей и дистанционное изготовление твэлов путем виброуплотнения.

Радиационная безопасность. Пирохимическая технология и виброуплотнение имеют особенности, снижающие выход радиоактивных веществ в подвижную фазу (газовую или жидкую):

топливо пирохимического происхождения находится в виде кристаллического продукта. Кристаллический диоксид плутония (энергетического изотопного состава) генерирует в $1,5 \cdot 10^3$ меньше аэрозолей, чем аналогичный продукт после оксидатного осаждения и прокалки. Как следствие оборудование и защитные камеры после работы с гранулятом дезактивируются быстрее, чем после работы с порошком. В целом это снижает объем среднеактивных отходов;

в процессе переработки используется расплавленная смесь хлоридов щелочных металлов, например, NaCl—KCl или NaCl—2CsCl — ионные жидкости. При растворении все компоненты топлива переходят в хлоридную форму, но свойства их растворов в ионной жидкости таковы, что летучесть паров снижается в несколько раз. Этот фактор препятствует выходу радиоактивных элементов из зоны химических реакций (за исключением легколетучих соединений SbCl_3 , TeCl_3 и др.). В случае аварийных ситуаций расплав застывает и превращается в солевой монолит, который не генерирует аэрозоли, а в условиях контакта с водой растворяется медленно с поверхности;

поскольку системы работают с концентрированными материалами, отсутствуют прямые жидкие и твердые средне- и низкоактивные отходы. Высокоактивные отходы имеют большую концентрацию продуктов деления, что приводит к необходимости их разбавления, которое может совмещаться с введением в стабильную матрицу для захоронения.

Для оценки внутренней безопасности технологических процессов использовались критерии, качественные и количественные характеристики которых таковы:

Прямой выход плутония в готовый продукт, % . . .	99,3—99,7
Доля плутония в продуктах, возвращаемых в технологический цикл, % . . .	0,2—0,6
Безвозвратные потери, % . . .	$\leq 0,015$
Высокоактивные отходы:	
выход, кг/кг топлива . . .	1
радиационная стойкость, Вт/м ³ . . .	3,5
термическая стойкость (до остекловывания), °C . . .	500—900
химическая стойкость (до остекловывания), г/(см ² ·сут):	
выщелачивание ¹³⁷ Cs . . .	10^{-5} — 10^{-4}
выход в газовую фазу ¹³⁷ Cs . . .	$1 \cdot 10^{-11}$ — $4 \cdot 10^{-8}$
выход α -излучающих радионуклидов в аэрозоли, % . . .	$< 1 \cdot 10^{-3}$
Объемная активность α -излучающих нуклидов в атмосфере защитных камер и боксов при работе с энергетическим плутонием, Бк/л . . .	< 37

Данные получены:

в крупномасштабных экспериментах по получению уран-плутониевого оксидного топлива (с энергетическим плутонием) пирозлектрохимическим методом и изготовлению на его основе опытных твэлов и ТВС для быстрых реакторов методом виброуплотнения;

при опытной переработке облученного уранового и уран-плутониевого оксидного топлива.

Интервалы численных критериев для отходов обусловлены различием их состава и способами переработки. Высокая радиационная опасность и токсичность энергетического плутония и актиноидов (Np, Am, Cm) потребовали при технической реализации рецикла предусматривать два уровня защиты персонала и окружающей среды:

первый уровень включает в себя герметизацию технологического оборудования, транспортных и передаточных контейнеров, использование пневмопочты;

второй — герметизацию камер и боксов, двухступенчатую очистку воздуха, удаляемого из камер и боксов, применение герметичных электромеханических манипуляторов, систему дезактивации оборудования и защитных камер.

Применение технологических процессов с высокой внутренней безопасностью и дополнительных барьеров безопасности позволило осуществить крупномасштабный (~500 кг) рецикл плутония при минимальном радиационном воздействии на персонал и окружающую среду. Средняя коллективная доза облучения персонала составила 0,065 чел.Зв/год, максимальная доза техногенного воздействия не превышала 0,2% дозы естественного фона. Содержание плутония и трансплутониевых элементов в объектах окружающей среды не увеличилось и находится на уровне глобального фона. Так, содержание плутония в почве составляет 0,5—3 Бк/кг, в атмосферном воздухе — $(0,4—11)10^{-7}$ Бк/м³. Подтверждением этих выводов явилось безопасное проведение нескольких экспериментов по переработке облученного топлива:

с малым временем охлаждения 6—7 мес (1972 г., диоксидурановое топливо реактора БОР-60, выгорание 7,7%);

с высоким выгоранием 21—24% (1995 г., смешанное оксидное топливо реактора БОР-60 с выдержкой 3,5 и 2,5 года).

Ядерная безопасность при пирохимической переработке. Использование расплава солей и отсутствие водных растворов исключили из технологической системы замедлители и отражатели нейтронов. Нахождение урана и плутония только в двух состояниях — оксидном и хлоридном позволяет работать в одном аппарате с большим количеством делящегося материала: до 39 кг диоксида урана 90%-ного обогащения по ²³⁵U и до 30 кг диоксида плутония энергетического качества до и после растворения в хлораторе-электролизере.

Ядерная безопасность при работе достигается следующими технологическими решениями:

растворитель топливных компонентов — расплав солей существует в жидком состоянии только при наличии значительного подогрева аппарата, чем исключается возможность его случайного перелива в другие емкости, где могли бы создаться условия для накопления делящихся материалов и возникновения самопроизвольной цепной реакции;

процессы проводятся порционно, количество делящихся материалов контролируется взвешиванием без химического анализа;

технология переработки позволяет полностью исключить воду, поскольку для удаления солей из продуктов разработана вакуумная отгонка. В отдельных случаях эта операция проводится с ограниченным количеством воды и спирта, при этом делящиеся материалы находятся в кристаллическом состоянии, их растворения и диспергирования не происходит, не создаются условия для снижения критической массы делящихся материалов.

Техническая и химическая безопасность переработки. Она достигается решениями, выработанными при длительном изучении высокотемпературных процессов с использованием хлора и расплавов солей. Главные из них:

химическая среда (расплав солей) не подвержена радиолизу, не генерирует водород и гремучие смеси;

низкая пожарная опасность обеспечивается отсутствием в технологическом процессе заметного количества органических веществ и реагентов-окислителей. Оборудование размещено в помещениях с ограниченным объемом и металлической облицовкой. Локальное возгорание кабелей, резиновых шлангов внутри камер легко может быть ликвидировано инертным газом или сухой солью;

в процессе не используются взрывоопасные газы и вещества, при их смешивании не образуются взрывоопасные смеси;

сильнодействующее ядовитое вещество хлор используется в ограниченном количестве, поступает в баллонах емкостью до 60 л, его подача строго дозирована из емкостей со сниженным до 0,2 МПа давлением. Проведены экспериментальные исследования для резкого уменьшения в будущем объема используемого хлора путем рециркуляции с помощью криогенной техники;

использование осушенного воздуха в камерах при температуре значительно выше точки росы сводит до минимума коррозию оборудования от газообразного хлора. Это подтверждается длительным опытом работы в защитных камерах.

Безопасность с точки зрения нераспространения делящихся материалов. Радиационные характеристики продукта, полученные в результате пирохимической переработки облученного оксидного топлива, снижают вероятность его несанкционированного использования за счет низкой очистки и разделения и вследствие этого высокой интенсивности излучения. Сравнительные экспериментальные данные об активности оксидного топлива реактора БОР-60 до и после переработки показывают, что регенерированное топливо остается в стандарте облученного топлива по радиационным характеристикам. За счет высокой активности его любое перемещение легко контролируется дозиметрическими методами, что заметно снижает вероятность хищения.

Технологический цикл защищен от несанкционированного вмешательства несколькими барьерами:

первым инженерным барьером является само технологическое оборудование, в котором содержатся делящиеся материалы, и защитные камеры, где оно расположено;

другим специфическим барьером является химическая устойчивость пирохимического продукта. Экспериментально показано, что диоксид плутония нерастворим в водных растворах кислот. Для его отчуждения в пурекс-процесс или аналогичную систему необходимы специальная разработка метода и оборудование для растворения;

третьим барьером является основной принцип работы с топливом — дискретность, что имеет два преимущества: в технологической линии проводится обработка порций топлива и продуктов, поэтому простой контроль путем взвешивания и дозиметрии облегчает все процедуры инспектирования, отсутствие жидких потоков в системе и накопителей (резервуаров) позволяет в каждый момент времени отслеживать нахождение в любой точке технологической линии.

По отношению к виброуплотнению важно отметить также, что оно имеет меньшее число операций по контролю делящихся материалов в сравнении с изготовлением топливных таблеток и твэлов. В целом разработанная технология не только облегчает и упрощает контроль и учет делящихся материалов, но и заметно удешевляет его.

Таким образом, с точки зрения комплексной безопасности пирозлектрохимическая переработка и виброуплотнение позволяют на практике реализовать новый повышенный уровень безопасности топливного цикла в рецикле делящихся материалов.

Резонно возникает вопрос: достаточно ли этих исследований для промышленного внедрения? На него можно ответить положительно. Если опереться на аналогии, то следует констатировать, что экспериментальный опыт НИИАР сравним с тем объемом исследований, который предшествовал промышленному внедрению такой современной технологии топливного цикла, как пурекс-процесс и изготовление таблеточного смешанного топлива.

Результаты работы последних 5 лет дают основание по-новому взглянуть на данные, которые накоплены в НИИАРе и реализованы в Опытно-исследовательском комплексе. Несмотря на то, что проект комплекса был задуман в конце 60-х годов, он может являться гибкой моделью опытных заводов по предпромышленной адаптации как сухой переработки, так и виброуплотнения. Одним из вариантов, в котором используется модель Опытно-исследовательского комплекса, является «ядерный остров», включающий установку по рециклу топлива и два быстрых реактора. Первичные оценки дают основание предполагать, что этот комплекс будет конкурентоспособен с ВВЭР, но при этом неразрывно решается проблема радиоактивных отходов. С учетом длительного опыта эксплуатации боксовых установок по отработке пирохимической технологии начато проектирование установки по переводу оружейного плутония в диоксид.

Таким образом, опыт НИИАРа по разработке нового топливного цикла имеет под собой и достаточный уровень экономического осмысления ситуации, хотя дальнейшие экономические исследования необходимы. Учитывая, что основные научные вопросы технологии решены, современный статус исследований можно охарактеризовать двумя положениями:

адаптация технологии ко всем возможным объектам (включая топливный цикл всех современных и перспективных реакторов);

комплексное обоснование безопасности технологии и цикла в целом.

Заключение. Таким образом, совокупность сухой технологии и процессов виброуплотнения гранулированного топлива в сочетании с уникальными свойствами виброуплотненного твэла позволяют реализовать новый комплексный подход к топливному циклу, включая использование плутония разного качества. Испытания твэлов с виброуплотненным уран-плутониевым оксидным топливом в БОР-60, успешные испытания экспериментальных ТВС в БН-600, надежная работа установок Опытно-исследовательского комплекса позволяют сделать вывод о реальной возможности создания безопасного экономически выгодного уран-плутониевого топливного цикла на основе описанной технологии, а также о реальной возможности утилизации с надежной системой учета и контроля как энергетического, так и оружейного плутония в ядерных реакторах.

УДК 621.039.526

ОПАСНОСТЬ ГОРЕНИЯ НАТРИЕВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

*Поплавский В.М., Багдасаров Ю.Е., Камаев А.А., Цикунов А.Г., Зыбин В.А.,
Иваненко В.Н. (ГНЦ РФ — ФЭИ им. А.И. Лейпунского)*

Общая характеристика натрия [1]. Натрий как теплоноситель исследовательских и энергетических установок в мире используется уже почти полвека. За это время выполнен большой объем экспериментальных и теоретических исследований. Накоплен огромный опыт обращения с ним, на практике познаны его основные свойства и характеристики. Успешно работали БР-10, БН-350, продолжает успешно работать БОР-60. Энергоблок с БН-600 в последнее время имеет одни из лучших характеристик среди энергоблоков отечественных АЭС. Общая наработка реакторов с натриевым теплоносителем в мире составляет более 300 реакторо-лет, из них 125 реакторо-лет в нашей стране.

Вопросы, связанные с использованием натрия в качестве теплоносителя, к настоящему времени решены. Эти решения получили достаточное обоснование как в процессе исследований, так и при эксплуатации АЭС.

В натрии содержится в качестве примесей, как правило, очень незначительных по массе, большое количество химических элементов. Однако только для небольшого числа элементов требуется контролировать и ограничивать концентрацию в процессе эксплуатации. Это касается кислорода, углерода, водорода, цезия. Их концентрация, как правило, не должна превышать $10\text{--}20 \text{ млн}^{-1}$ [2]. Отработаны методы оперативного контроля примесей и снижения их содержания до допустимого уровня в процессе эксплуатации натриевых контуров. Натрий совместим, в том числе при высокой температуре (600°C и выше) с низколегированной и нержавеющей сталью.

Отработана в условиях АЭС технология проведения ремонтных работ на оборудовании и трубопроводах, контактирующих с натрием, в том числе радиоактивным. Воздействие радиации снижается благодаря применению защитных скафандров, предназначенных для транспортировки натрия и извлекаемого из реактора и контуров оборудования. Возгорание исключается применением инертных защитных газов.

Отработаны способы отмывки и дезактивации оборудования с помощью воды, водяного пара, парогазовых смесей, спирта и других сред, а также способы уничтожения отходов.

Для предотвращения вредных последствий взаимодействия натрия с водой к настоящему времени создана надежная система защиты парогенератора [3]. Эта система предотвращает как разрушение элементов натриевого контура вследствие аварийного повышения давления в парогенераторе, так и выброс натрия и опасных из-за своей токсичности продуктов реакции натрия с водой в окружающую среду. Опыт около 80 течей, имевших место на парогенераторах отечественных (БН-350, -600) и зарубежных АЭС («Феникс», PFR), подтвердил правильность и достаточность выбранных технических решений.

Свойства натрия как горючего вещества. Натрий горит при контакте с кислородом воздуха при температуре, соответствующей рабочей температуре натрие-