

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Роуз Д., Кларк М. Физика плазмы и управляемые термоядерные реакции. М., Госатомиздат, 1963.
2. Homeyer W. Thermal and chemical aspects of the thermonuclear blanket problem MIT TR-435, 1965.
3. Kulcinski G., Conn R. In: Fusionreactor Design Problems Proceedings of an IAEA Workshop Held at Culham. UK 29 Jan.—15 Feb. 1974, p. 51; Tenney F. Ibid., p. 17; Sako K. e.a. Ibid., p. 27.
4. Darvas J. In: Proc. of the International Conference Held. Catlinburg, 1—3 Oct. 1975. Conf. 750985 v. III.
5. Ершова З. В. и др. В кн.: Докл. Всесоюз. совещания по инженерным проблемам управляемого термоядерного синтеза. Т. IV. Л., НИИЭФА, 1975, с. 14.
6. Глухих В. А., Монозон Н. А., Чураков Г. Ф. Там же, т. 1, 1977, с. 42.
7. Жемчужников Г. Н., Беневоленский А. М., Топильский А. Н. В кн.: Труды II советско-американского семинара. М., Атомиздат, 1978, с. 164.
8. Badger V. e.a. UWMAK I, A Wisconsin Toroidal Fusion Reactor-Design. Nucl. Engng Dept. Report UWFD-68. University of Wisconsin Madison, 1974, v. 1, 1975, v. 2.
9. Badger V. e.a. UWMAK III, A Conceptual Noncircular Tokamak Power Reactor Design. Nucl. Engng Dept. Report UWFD-150. University of Wisconsin Madison, 1976.
10. Majumbar S., Misra B. «Trans. Amer. Nucl. Soc.», 1977, v. 27, p. 73.
11. Robson A. Ibid., p. 45.
12. Price W. e.a. The Princeton Beam-Driven Tokamak Fusion-Fission Hybrid Study. PPPL-TM-299. Feb. 1977.
13. Tennly F. In: Proc. US-USSR Symp. on Fusion-Fission Reactors. Conf. 760733. Livermore, 13-16 July 1976, p. 71.
14. Блинкин В. Л., Новиков В. М. Препринт ИАЭ 28-19. М., 1977. Труды II советско-американского семинара «Синтез — деление». М., Атомиздат, 1978.
15. Blinkin V., Novikov V. «Nucl. Fusion», 1978, v. 18, p. 893.
16. Badger V. e.a. UWMAK III, A Conceptual Noncircular Tokamak Power Reactor Design. Nucl. Engng Dept. Report UWFD-112. University of Wisconsin Madison, 1975.
17. Велихов Е. П. и др. [6], т. 1, с. 5.
18. Sako K. e.a. First Preliminary Design of an Experimental Fusion Reactor. JAERI-M 7300, 1977.
19. Kubo H., Tanaka K., Amano H. «J. Inorg. Nucl. Chem.», 1978, v. 40, p. 363.
20. Kearney D. e.a. Mechanical and Thermal Design of a Gas-Cooled Fusion Blanket Module GA-A14671 Sept. 1977.
21. Galloway T. In: Proc. Conf. of the Second Topical Meeting on the Technology of Controlled Nuclear Fusion. Richmond, 21—23 Sept. 1976. 760935. V. III, p. 1351.
22. Головин И. Н. «Атомная энергия», 1975, т. 39, вып. 6, с. 379.
23. Шаталов Г. Е. «Изв. АН СССР. Сер. энергетика и транспорт», 1975, № 6, с. 85.
24. Марин С. В. и др. Некоторые параметры blankets термоядерного реактора с делящимся веществом. Докл. на совместном семинаре СССР — США. Л., 9 декабря 1974.
25. Kotov V., Shatalov G. [13], p. 129.
26. Gur'ev V. e.a. [13], p. 119.
27. Owen I. [4], p. 483.
28. Ершова З. В., Васильев В. Г. В кн.: Докл. Всесоюз. совещания по инженерным проблемам управляемого термоядерного синтеза. Т. 4. Л., изд. НИИЭФА, 1975, с. 3.
29. Патент Чехословакии № 103871, кл. 12.01. Опубл. 13.06.1962.
30. Патент США № 3079317, кл. 204.154.2. Опубл. 26.02.63.
31. Васильев В. Г., Ершова З. В., Дмитриевская Е. В. «Атомная энергия», 1978, т. 44, вып. 5, с. 440.

Поступила в Редакцию 30.01.78
В окончательной редакции 20.03.79

УДК 621.039.516.5

Температурный режим графитовой кладки реакторов Билибинской АТЭЦ

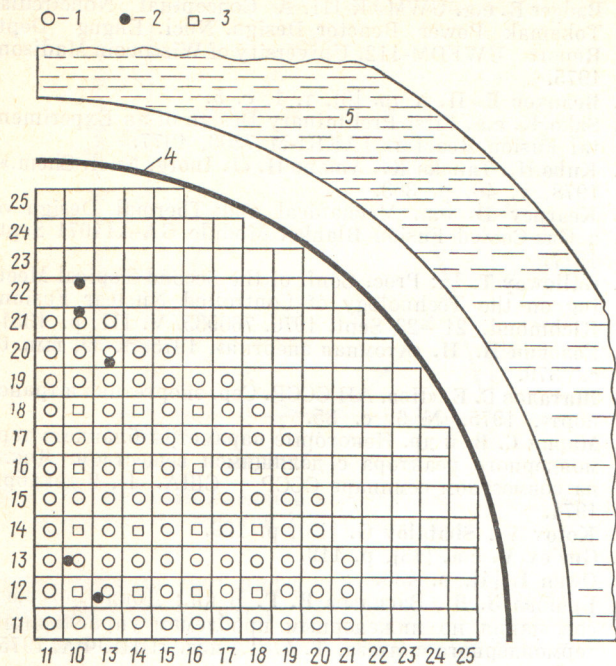
КОМИССАРОВ О. В., ЛОГОША Н. И., МИНАШИН М. Е., СОЛДАТОВ Г. Е., ФИЛИПОВА Н. В., ШАРАПОВ В. Н.

Реакторы Билибинской АТЭЦ (БАТЭЦ) представляют собой сложенную из отдельных графитовых блоков кладку, в которой вертикально размещены технологические каналы (ТК) и каналы системы управления и защиты (СУЗ) [1]. Для предотвращения интенсивного выгорания графита при высоких температурах кладка помещена в герметичный объем, заполненный азотом. Тепло, выделяющееся в графитовой кладке в результате замедления нейтронов и поглощения γ -квантов, отводится в основном в ТК и каналам СУЗ и частично (через отражатели) к опорной плите реактора и баку биологической защиты (ББЗ), заполненному водой.

Тепловая мощность каждого из четырех реакторов станции 62 МВт, электрическая 12 МВт, тепловой отбор 29 МВт. На рис. 1 показано

поперечное сечение одной четвертой части реактора. Для контроля за температурой графита на различных расстояниях от центра активной зоны в кладке реакторов установлено пять трезонных термопар. Каждая измеряет температуру в трех точках по высоте графитовой кладки. Помимо графита контролируется также температура металлического кожуха, окружающего графитовую кладку, опорной и верхней плит реактора.

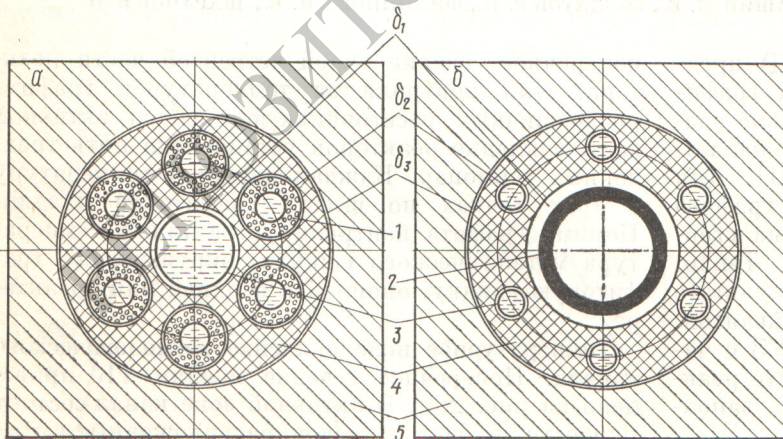
Температурное поле в ячейке технологического канала. Поперечное сечение ячейки ТК приведено на рис. 2, а. В активной зоне канал состоит из шести трубчатых твэлов, расположенных в графитовых втулках вокруг центральной трубки канала. Наружный диаметр твэлов 20 мм, центральной трубки канала 25 мм, графитовых втулок



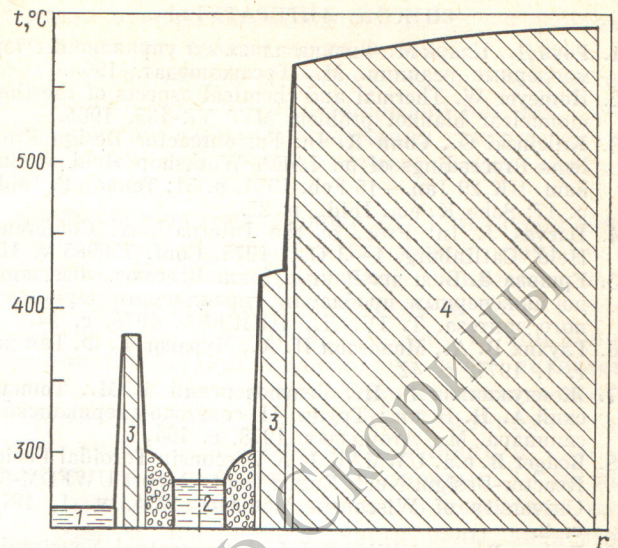
Р и с. 1. Поперечное сечение реакторов: 1 — ТК; 2 — канал СУЗ; 3 — термопары для измерения температуры графита; 4 — кожух реактора; 5 — ББЗ

88 мм. Между центральной трубкой и графитовыми втулками есть газовый зазор δ_1 , между твэлами и втулками зазор δ_2 , между втулками канала и графитовым блоком кладки зазор δ_3 . Теплоноситель в канале движется за счет естественной циркуляции.

Тепло, выделяющееся в графите ячейки ТК, в основном передается твэлам с температурой наружной поверхности $\sim 310^\circ\text{C}$. Максимальная температура графита зависит от мощности ТК. В качестве примера на рис. 3 показано расчетное распределение температуры графита по радиусу



Р и с. 2. Поперечное сечение ячейки ТК (а) и ячейки канала СУЗ (б): 1 — твэл; 2 — поглощающий стержень; 3 — труба канала; 4 — графитовые втулки; 5 — графитовый блок

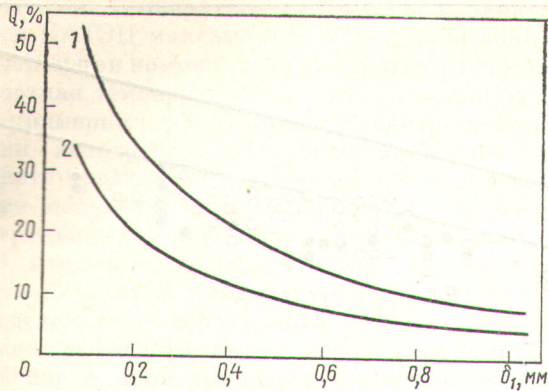


Р и с. 3. Распределение температуры по радиусу ячейки ТК: 1 — труба канала; 2 — твэл; 3 — графитовая втулка; 4 — графитовый блок

ячейки ТК мощностью 250 кВт. Расчеты выполнены методом математического моделирования на электропроводной бумаге. Применение этого метода для определения температурных полей в ячейке реактора описано в работе [2]. Как видно из рис. 3, температура графита определяется преимущественно термическим сопротивлением газовых зазоров.

Газовые зазоры должны обеспечивать свободное извлечение каналов из реактора и свободное перемещение твэлов в графитовых втулках канала. При этом они должны выбираться с учетом температурных и радиационных изменений как графита, так и твэлов за все время работы их в реакторе, но в то же время должны быть достаточно малы, чтобы не приводить к недопустимому росту температуры графита.

В реакторе с естественной циркуляцией от соотношения размеров зазоров δ_1 и δ_2 зависит распределение теплового потока из графита к твэлам и к центральной трубе канала. Для предотвращения срыва естественной циркуляции после срабатывания аварийной защиты, когда тепловой поток из графита становится сравнимым с остаточным тепловыделением в уране, необходимо свести к минимуму количество тепла, передаваемого к центральной трубе канала [3]. Зависимость доли тепла, передаваемого из графита к центральной трубе канала, от δ_1 при различных зазорах между твэлом и графитовыми втулками приведена на рис. 4.

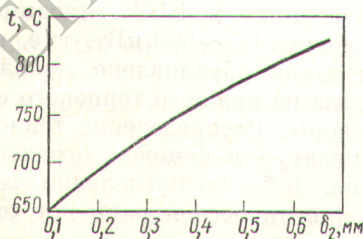


Р и с. 4. Доля тепла, передаваемая из графита к центральной трубе ТК, мощность 340 кВт, $\delta_2 = 0,7$ (1) и $0,02$ мм (2)

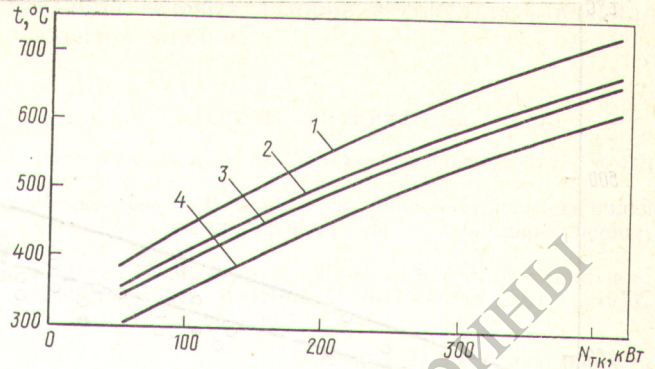
Поскольку основное количество тепла из графита должно поступать к твэлам, зазор между ними и графитовыми втулками не должен быть большим. При тесном расположении твэлов в графитовых втулках часть поверхности твэлов, обращенная к центральной трубе канала, экранируется и слабо участвует в отводе тепла от графита, что вызывает увеличение его температуры. В ТК БАТЭЦ минимальный размер графитовой перемычки между твэлами ~ 8 мм. При такой перемычке поток тепла от графита через поверхности, обращенные к центральной трубе ТК, вдвое меньше, чем через поверхности, обращенные к графитовому блоку.

Расчетная зависимость максимальной температуры графитового блока от размера зазора δ_2 с учетом неравномерной плотности теплового потока на наружной поверхности твэлов показана на рис. 5. Эта зависимость с учетом возможного распухания твэлов в процессе работы была использована для выбора зазора δ_2 в холодном состоянии.

При условии, что в холодном состоянии $\delta_2 = 0,25$ мм, $\delta_3 = 0,35$ мм, а тепловыделение в графите ячейки ТК составляет 8,7% его мощности при коэффициенте неравномерности по высоте реактора 1,35, была рассчитана зависимость максимальной температуры графита от мощности ТК, представленная на рис. 6 (кривая 1). Эта зависимость получена для коаксиального положения



Р и с. 5. Расчетная зависимость максимальной температуры графита от δ_2 (мощность ТК 340 кВт; $\delta_1 = 1$ мм; $\delta_3 = 0,35$ мм)



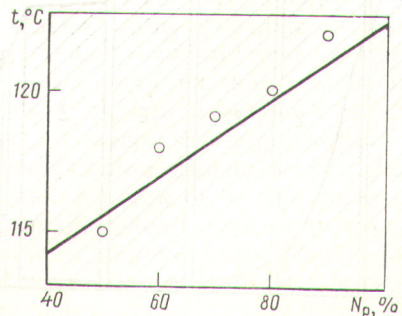
Р и с. 6. Расчетная зависимость максимальной температуры графита от мощности ТК (в ячейке ТК: $\delta_1 = 1$ мм, $\delta_2 = 0,25$ мм, $\delta_3 = 0,35$ мм; в ячейке СУЗ: $\delta_1 = 3$ мм, $\delta_2 = 0,20$ мм, $\delta_3 = 0,35$ мм): 1 — однородная решетка ТК; 2 — ячейка ТК, угловая по отношению к ячейке СУЗ; 3 — ячейка ТК, соседняя с ячейками СУЗ; 4 — ячейка СУЗ

твэлов в отверстиях графитовых втулок и самих втулок в отверстиях графитовых блоков. В реальных условиях всегда наблюдается касание этих элементов. Расчеты, выполненные методом электро моделирования, показывают, что за счет касания максимальная температура кладки может понизиться на несколько десятков градусов. Некоторое снижение температуры ($\sim 10^\circ\text{C}$) происходит из-за растекания тепла по высоте графитовой кладки.

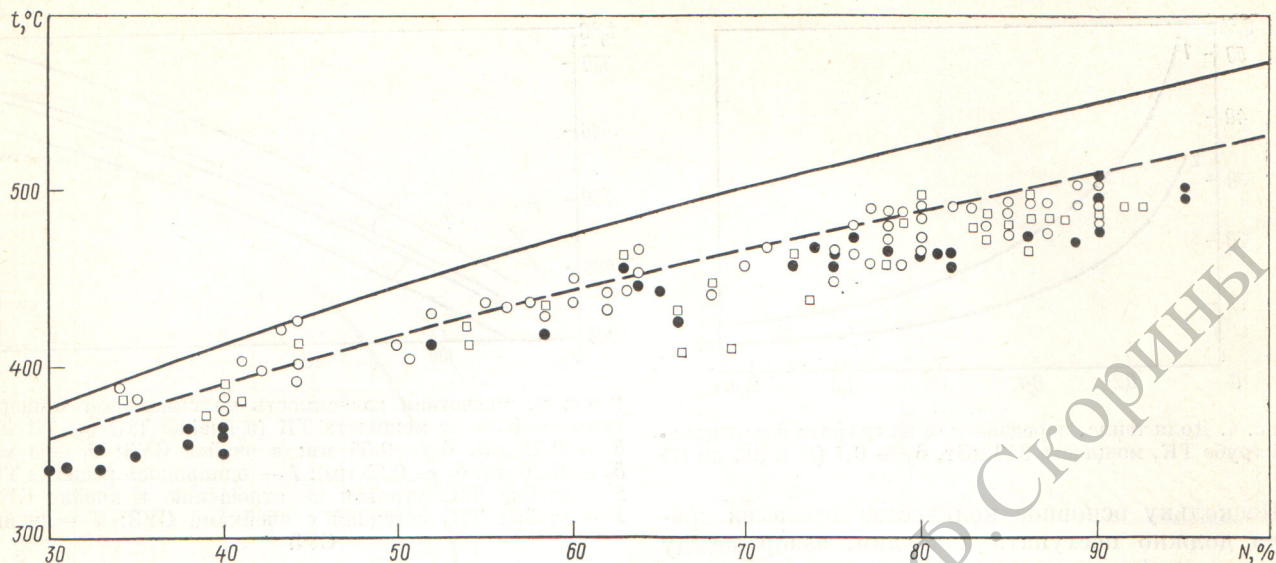
Влияние каналов СУЗ на температуру графита.

В отличие от однородной решетки ТК, где тепловыделение в графите составляет 8,7% мощности канала, тепловыделение в графите ячеек СУЗ равно 5,0%, в графите ячеек ТК, расположенных рядом с ячейкой СУЗ и под углом к ней, соответственно 7 и 8,4%. Наличие в кладке реактора ячеек СУЗ приводит к снижению максимальной температуры графита примерно на 70°C (см. рис. 6).

На рис. 7 приведены расчетные и экспериментальные данные по подогреву воды в каналах СУЗ в зависимости от мощности реактора. Подогрев



Р и с. 7. Зависимость температуры воды на выходе из каналов СУЗ от мощности реактора при $t_{\text{вх}} = 104^\circ\text{C}$: — — расчет с учетом касания твэлов и трубок канала СУЗ графита; \circ — эксперимент



Р и с. 8. Зависимость максимальной температуры графита от мощности реактора: \circ , \square , \bullet — эксперимент (первый, второй и третий реакторы); — — расчет без учета касания твэлов и трубчатых каналов СУЗ графита; - - - расчет с учетом касания путем введения уменьшенных concentрических зазоров ($\delta_2 = 0,12$ мм в ТК, $\delta_2 = 0,10$ мм в канале СУЗ)

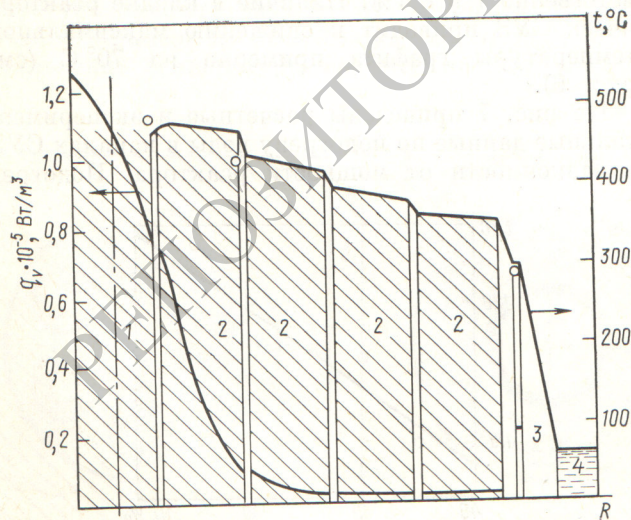
практически не зависит от того, извлечены поглощающие стержни из активной зоны или нет, и примерно на 70% обусловлен теплом, выделяющимся в ячейках СУЗ (включая тепло от поглощающих стержней), и примерно на 30% теплом, притекающим из соседних ячеек ТК. Всеми каналами СУЗ из кладки отводится в деаэрактор $\sim 2\%$ тепловой мощности реактора.

Результаты замера температуры графита в активной зоне. По высоте графитовой кладки температура графита замеряется в трех точках: в центре активной зоны и на границах с верхним и нижним

отражателями, где она не намного превышает температуру твэлов и при номинальной мощности реактора составляет $\sim 350^\circ\text{C}$ и для верха, и для низа активной зоны.

Температура графита максимальна в центре по высоте активной зоны. Она растет с мощностью реактора и при номинальной мощности по замерам не превышает 510°C . Изменения температуры графита по радиусу активной зоны, несмотря на то, что в центре зоны мощность ТК в 1,5 раза выше, чем на периферии, невелики — в пределах 20°C . Объясняется это преимущественным расположением каналов СУЗ в центре активной зоны, что, согласно расчетным данным (см. рис. 6), выравнивает температуру графита центральных и периферийных ячеек ТК. На рис. 8 показано, как зависит температура графита в центральной части активной зоны от мощности реакторов БАТЭЦ.

Температура графита в боковом отражателе. Согласно расчетным данным, полное тепловыделение в боковом отражателе составляет ~ 400 кВт. По замерам расхода и подогрева воды, охлаждающей опорную плиту и БВЗ, отводимая от них суммарная мощность ~ 500 кВт, т. е. на 100 кВт больше. Различие обусловлено дополнительным притоком тепла из нижнего торцевого отражателя и активной зоны. Распределение тепловыделения и поле температур в боковом отражателе показаны на рис. 9*. Распределение температур получено с учетом осевой растечки тепла.



Р и с. 9. Расчетное распределение тепловыделения и температуры по радиусу бокового отражателя при номинальной мощности: 1 — ячейка ТК; 2 — слои отражателя; 3 — кожух реактора; 4 — БВЗ; \circ — замеры температуры при мощности 93% номинальной

* Тепловыделение в периферийных слоях отражателя и в кожухе реактора рассчитано Л. Б. Кузнецовым и А. П. Суворовым.

Выводы. Температура графитовой кладки реакторов БАТЭЦ максимальна в активной зоне и по размерам при номинальной мощности равна 510°C . Расчетная температура для средних газовых зазоров примерно на 50°C выше. В центре и на периферии активной зоны замеренная температура графита практически одинакова, несмотря на различие мощности ТК. Объясняется это тем, что центральные термодары расположены вблизи ячеек СУЗ, каналы которых охлаждаются водой с относительно низкой температурой ($\sim 120^{\circ}\text{C}$). При определении температурного режима графитовой кладки расчетным путем необходимо учитывать в активной зоне снижение термического сопро-

тивления газовых зазоров в результате касания элементов кладки.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ваймугин А. А. и др. «Атомная энергия», 1975, т. 39, вып. 1, с. 3.
2. Комиссаров О. В. и др. В кн.: Расчет физических полей методами моделирования. М., «Машиностроение», 1968, с. 200.
3. Абрамов В. М. и др. In: Proc. IAEA Simp. «Small and Medium Power Reactors 1970». Vienna, IAEA, 1971, p. 363 (IAEA/SM-140/16).

Поступила в Редакцию 05.02.79
В окончательной редакции 16.07.79

УДК 621.039.58:621.039.526.004.6

Вопросы безопасности при ремонтных работах на АЭС БОР-60

Кизин В. Д., Поляков В. И., Четкин Ю. В., Левин Л. М.

Высокая радио- и химическая активность натриевого теплоносителя в быстрых реакторах часто приводит к пессимистической оценке радиационной обстановки на АЭС при проведении ремонтных работ. Разрабатываются многотонные защитные скафандры для выемного оборудования, сложные системы дезактивации, очистки газа первого контура. За время эксплуатации быстрых реакторов, в частности БОР-60, накоплен определенный опыт проведения ремонтных работ на оборудовании, контактировавшем с теплоносителем, загрязненным радиоактивными продуктами деления и коррозией.

Характеристика ремонтных работ на первом контуре. В период планово-профилактических ремонтов (ППР) на БОР-60 были выполнены работы по ревизии и замене датчиков контрольно-измерительных приборов, проверено состояние некоторых участков тепловых зов и проведен их ремонт, проверены арматура, пожарные сигнализаторы, датчики системы КГО, заменены выемные части оборудования (насос, арматура, обратные клапаны) и т. п.

Компоновка оборудования первого и второго контуров (теплообменники, насосы, арматура) выполнена так, чтобы замену подверженных износу узлов можно было проводить, не входя в помещения первого контура и резки основных трубопроводов. Это оборудование состоит из корпуса, приваренного к трубопроводам, и выемной части, в которой сконцентрированы узлы и детали, подлежащие ремонту.

Наиболее сложной ремонтной операцией является извлечение выемных частей теплообменников и насосов с последующей их транспортировкой и дезактивацией. При извлечении выемных частей возможны повышение полей излучения в месте

работы, воспламенение пленки теплоносителя на поверхностях оборудования, появление значительного количества окислов внутри контура, что затруднит монтаж выемных частей после ремонта. Кроме того, подобные операции, как правило, приводят к образованию аэрозолей, которые могут попасть в обслуживаемые помещения.

В течение всего периода эксплуатации на установке БОР-60 проводили следующие ремонтные работы с извлечением и заменой выемных частей и с разуплотнением первого контура:

- извлечение фильтров, установленных в корпусе арматуры на пусковой период, и замена их на штатные выемные части этой арматуры;
- замена выемных частей обратных клапанов;
- замена выемных частей задвижек после длительной работы реактора;
- извлечение и замена выемной части насоса;
- замена перегрузочной трубы и экспериментальных устройств в активной зоне.

Каких-либо крупных ремонтных работ в боксах первого контура не проводилось, и была обнаружена только одна небольшая течь натрия ($\sim 1-2$ кг) через усиковый шов под теплоизоляцию. Выемные части из корпусов оборудования извлекались в мягком пленочном скафандре (без биологической защиты), продуваемом аргоном, как при пониженном уровне натрия (без опорожнения корпусов), так и при полностью слитом из петли теплоносителя. При извлечении выемной части насоса в корпус насоса подавался аргон, а под скафандр — азот. Применение герметичного пленочного скафандра облегчало проведение транспортно-технологических операций по перегрузке, предотвращало воспламенение натрия, образование окислов в корпусе и распространение аэрозолей в обслуживаемые помещения.