

РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОГО ПОСЛЕРЕАКТОРНОГО ОБРАЩЕНИЯ С ЭЛЕМЕНТАМИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА БН-600

В.В. Головин, А.И. Карпенко, А.М. Тучков

Белоярская АЭС, г. Заречный



В статье показана возможность практического использования результатов расчетного моделирования разогрева отработавших элементов активной зоны реактора БН-600 с различными значениями мощности остаточного тепловыделения для планирования и оптимизации условий проведения транспортно-технологических операций во время послереакторного обращения с этими сборками.

Ключевые слова: активная зона, моделирование, остаточное тепловыделение, разогрев, расчет, температура, транспортировка.

Key words: core, simulation, decay heat, heat-up, calculation, temperature, handling.

ВВЕДЕНИЕ

Отработавшие элементы активной зоны – ТВС, стержни СУЗ с европиевым поглотителем, экспериментальные облучательные устройства (ЭОУ) и опытные компенсирующие стержни (ОКС), далее – отработавшие сборки, предназначенные для наработки кобальта-60, при выгрузке из реактора БН-600, как правило, имеют высокую мощность остаточного тепловыделения. Выгрузка отработавших сборок реактора БН-600 проводится по транспортно-технологическому тракту (ТТТ), где на некоторых этапах транспортировки они могут находиться в газовой среде. При нахождении отработавших сборок в газовой среде снижается интенсивность теплоотвода от этих сборок и, как следствие, возможен значительный разогрев элементов транспортируемых сборок, что может привести к их разгерметизации.

Наличие остаточного тепловыделения у отработавших сборок определяет необходимость планирования и оптимизации условия проведения транспортно-технологических операций во время послереакторного обращения с ними.

УСЛОВИЯ ПРОВЕДЕНИЯ ТРАНСПОРТНЫХ ОПЕРАЦИЙ С ОТРАБОТАВШИМИ СБОРКАМИ

Транспортировка отработавших сборок активной зоны реактора БН-600 проходит по следующей схеме: реактор → передаточный бокс (ПБ) → барабан отработавших сборок (БОС) → обмывочный бокс (ОБ) → бассейн выдержки (БВ) → горячая камера (ГК).

В реакторе и БОС отработавшие сборки находятся в среде жидкого натрия, а в БВ – под слоем воды, что обеспечивает в условиях нормальной эксплуатации до-

статочно интенсивный отвод тепла от них. Транспортировка отработавших сборок из БВ в горячую камеру (ГК) осуществляется в пеналах, заполненных водой, и разогрев их будет незначительным. Отмывка отработавших сборок в ОБ производится паром с температурой 140 – 150°C при давлении 2–3 кг/см². Такие параметры пара обеспечивают хороший теплосъем, а значит, предотвращается разогрев всех элементов.

В ПБ отработавшие сборки находятся в среде аргона, в ОБ – в среде азота, а в ГК – в воздушной среде. Таким образом, разогрев отработавших сборок в газовой среде возможен на трех этапах их транспортировки. Время и участки нахождения отработавших сборок в газовой среде представлены в табл. 1.

Таблица 1

**Время нахождения отработавших сборок
в газовой среде на разных участках ТП**

Участок ТП	Среда	τ^* , мин
1. Передаточный бокс	Аргон	6,2 (46,2)
2. Обмывочный бокс до отмывки после отмывки	Азот	16,0 (56,0)
	Азот	25,2 (65,2)
3. Горячая камера	Воздух	Не менее 6 ч ^{**})

*) – в скобках указано время, необходимое для установки отработавшей сборки с помощью ручного привода в случае возникновения нештатной ситуации

**) – время нахождения сборки в ГК определяется технологией разделки или других исследований и является разным для каждого конкретного случая

Для расчетов разогрева элементов отработавших сборок в газовой среде была разработана программа TERLO [1]. В работе [1] приведены граничные условия и допущения, описаны расчетная модель и алгоритм, реализованные в программе TERLO.

В период с 1991 по 2004 гг. в реакторе БН-600 проводилось облучение девяти ЭОУ и двух ОКС, предназначенных для наработки кобальта-60. Наличие изотопа кобальт-60 определяет высокие значения мощности остаточного тепловыделения этих сборок и, как следствие, более высокие температуры их элементов при разогреве в газовой среде. Перед выгрузкой ЭОУ и ОКС из реактора были проведены расчеты температурных режимов этих сборок в ПБ, ОБ и ГК.

Расчеты, полученные с использованием программы TERLO, позволили оптимально спланировать транспортные операции с ЭОУ и ОКС, разработать ряд технологических мероприятий и успешно провести все операции по послереакторному обращению с этими сборками.

Из всех элементов активной зоны реактора БН-600 особое место занимают отработавшие ТВС активной зоны. Большое количество выгружаемых ТВС активной зоны и регулярные исследования этих сборок в ГК привели к необходимости оценки температурных режимов элементов отработавших сборок при нахождении их в газовой среде.

Мощность остаточного тепловыделения отработавших ТВС активной зоны реактора БН-600 обычно не превышает 700 Вт. Однако эксплуатация высокофоновых ТВС с уран-плутониевым топливом приводит к тому, что увеличивается величина остаточного тепловыделения ТВС во время выгрузки их из реактора, поэтому может возникнуть необходимость косвенного контроля целостности оболочек

твэлов по температуре при транспортировке отработавших сборок в газовой среде.

Расчетное моделирование температурных режимов отработавших ТВС в газовой среде с использованием программы TEPL0 позволило оптимизировать условия проведения транспортно-технологических операций с этими ТВС и построить температурные зависимости для оперативного использования без проведения дополнительных расчетов.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ РАЗОГРЕВА ОТРАБОТАВШИХ ТВС

Для ТВС активной зоны реактора БН-600 регламентируется предельная температура оболочек твэлов при нахождении ТВС в реакторе и равна 710°C . Предельная температура оболочек твэлов ТВС в газовой среде принимается также равной 710°C .

Практический интерес при планировании транспортно-технологических операций представляет время достижения центральным твэлом ТВС (имеющим самую высокую температуру) предельного значения температуры (710°C) в зависимости от мощности остаточного тепловыделения ($N_{\text{ост}}$) ТВС.

На рис. 1–3 представлены соответствующие зависимости для условий ПБ, ОБ и ГК.

Из графика, приведенного на рис.1, видно, что при штатном режиме работы оборудования ПБ (время нахождения сборки в газовой среде $\sim 6,3$ мин) транспортировка отработавших ТВС с мощностью остаточного тепловыделения ≤ 5000 Вт может происходить без превышения оболочками твэл предельно-допустимой температуры. В случае установки отработавшей ТВС в БОС с помощью ручного привода (время нахождения сборки в газовой среде $\sim 46,2$ мин) предельно-допустимая температура оболочек твэлов не будет достигнута у ТВС, имеющих мощность остаточного тепловыделения ≤ 1700 Вт.

Проведенные ранее расчеты [1] показали, что температура оболочки центрального твэла отработавшей ТВС с мощностью остаточного тепловыделения 600 Вт в условиях газовой среды ПБ стабилизируется на уровне $\sim 710^{\circ}\text{C}$ за 5 часов. Следовательно, ТВС с мощностью остаточного тепловыделения < 600 Вт могут находиться в ПБ достаточно долго.

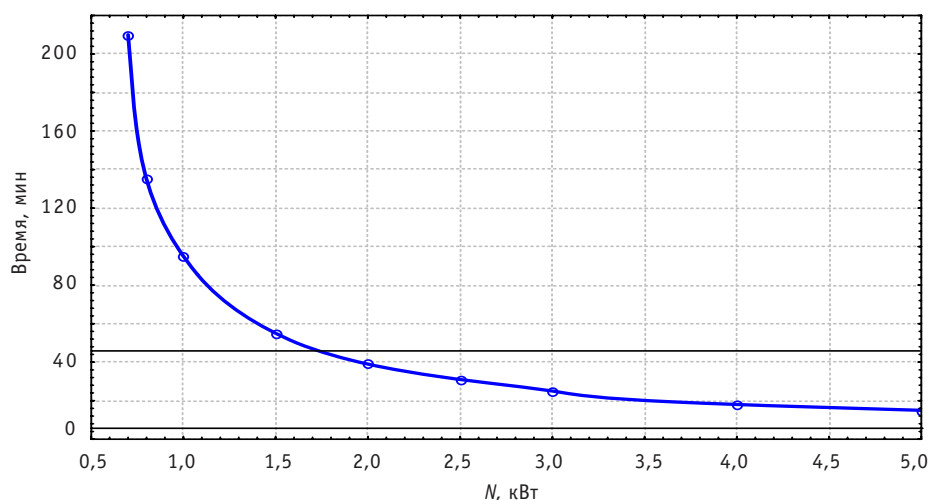


Рис. 1. Время достижения температуры 710°C центральным твэлом ТВС в ПБ в зависимости от $N_{\text{ост}}$ ТВС

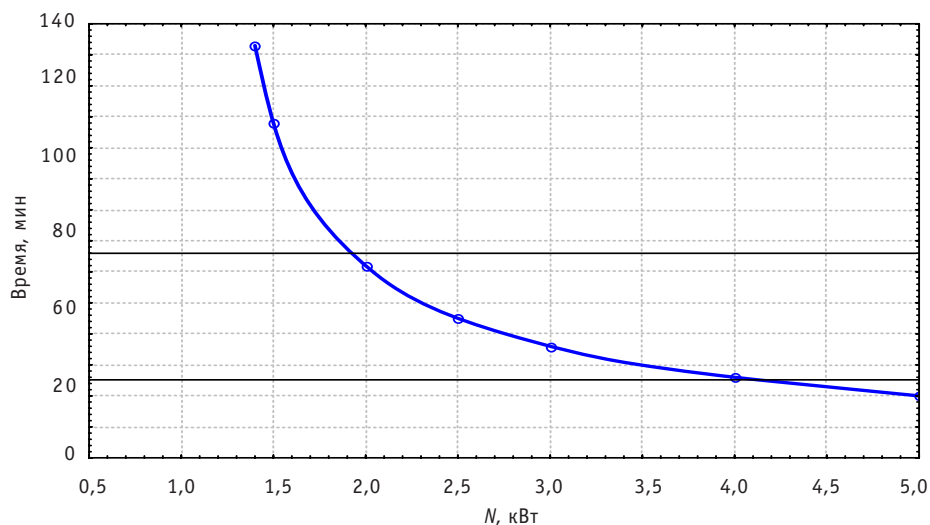


Рис. 2. Время достижения температуры 710°C центральным твэлом ТВС в ОБ после отмывки в зависимости от $N_{\text{ост}}$ ТВС

Для оценки температуры центрального твэла ТВС разной мощности в условиях ОБ до отмывки можно использовать приведенную на рис. 1 зависимость, т.к. условия разогрева ТВС в ПБ и ОБ (до отмывки) практически одинаковы, а проведенные ранее расчеты [1] показали высокую сходимость расчетных значений температур.

При транспортировке отработавших ТВС в ОБ после отмывки в штатном режиме (время 25,2 мин) температура оболочек твэлов будет $<710^{\circ}\text{C}$ у сборок с мощностью остаточного тепловыделения <4000 Вт (рис. 2). В случае транспортировки ТВС в ОБ после отмывки с помощью ручного привода (время 65,2 мин) предельно-допустимая температура оболочек твэлов не будет достигнута у ТВС, имеющих мощность остаточного тепловыделения ≤ 1900 Вт.

По данным, приведенным в [1], температура оболочки центрального твэла отработавшей ТВС с мощностью остаточного тепловыделения 1200 Вт в условиях

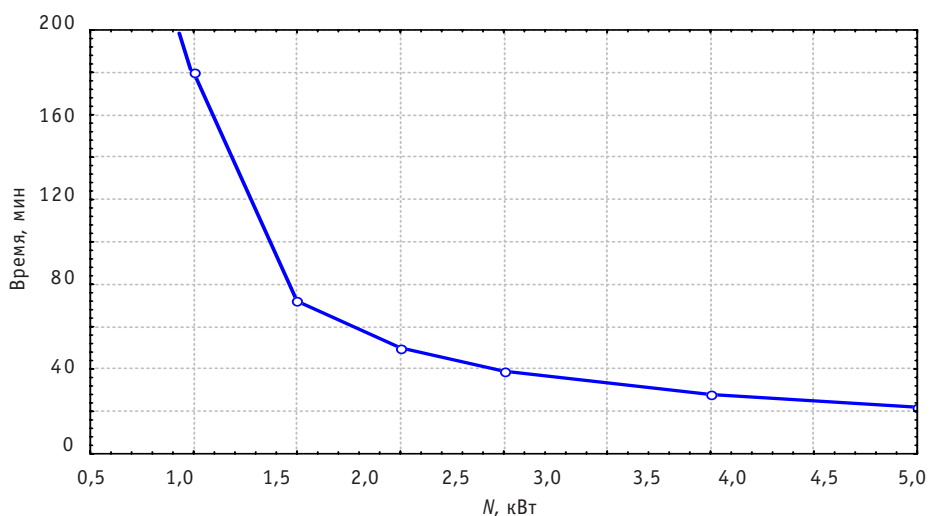


Рис. 3. Время достижения температуры 710°C центральным твэлом ТВС в ГК в зависимости от $N_{\text{ост}}$ ТВС

газовой среды ОБ (после отмывки) стабилизируется на уровне $\sim 690^{\circ}\text{C}$ за 4 часа. Следовательно, ТВС с мощностью остаточного тепловыделения ≤ 1200 Вт могут находиться в ОБ (после отмывки) без ограничений по времени.

Из данных, приведенных в табл. 1, видно, что вследствие особенностей технологических процессов в воздушной среде ГК отработавшие ТВС могут находиться в течение длительного времени.

Время нахождения отработавших ТВС в ГК существенно ограничивается мощностью остаточного тепловыделения этих сборок (рис. 3). Оболочка центрального твэла ТВС с $N_{\text{ост}}=1450$ Вт за 5 часов достигает значения 705°C и стабилизируется на этом уровне [1]. Следовательно, для отработавших ТВС с мощностью остаточного тепловыделения ≤ 1450 Вт ограничений по времени нахождения в ГК нет.

ВЫВОДЫ

1. Использование результатов расчетного моделирования температурных режимов ЭОУ и ОКС позволило успешно провести выгрузку этих сборок из реактора, отмывку, транспортировку и их разборку в ГК.

2. Расчетное моделирование температурных режимов отработавших ТВС с различными значениями мощности остаточного тепловыделения позволяет обосновывать и оптимизировать безопасные температурные режимы ТВС при нахождении их в газовой среде.

3. Полученные путем расчетного моделирования зависимости дают возможность оценивать предельное время нахождения ТВС в газовой среде без проведения дополнительных расчетов и позволяют оптимизировать условия проведения транспортных операций с ТВС в ПБ и ОБ и проводить безопасное планирование работ с отработавшими ТВС в ГК.

Литература

1. Головин В.В., Карпенко А.И., Тучков А.М. Расчет температурного режима сборок БН-600 в газовой среде // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 1.

Поступила в редакцию 30.03.2009

reactor BN-600 that have been performed in the spent fuel cooling pond and in the hot laboratory of Beloyarsk NPP power unit 3. This paper presents the main results of the second modification of the process and experimental equipment of the hot cell of BN600 carried out after the year of 2000, and further perspectives of the development of the on-site verification complex are discussed.

УДК 621.039.542

Justification by Calculation of the Safe Post Irradiation Handling of the BN-600 Reactor Core Components/ V.V. Golovin, A.I. Karpenko, A.M. Tuchkov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 5 pages, 1 table, 3 illustrations. – References, 1 title.

The article shows the possibility of the practical application of the results of the simulation by calculation of the heat-up of the spent BN-600 reactor core components with various decay heat power values for planning and optimizing the conditions of the post irradiation handling of these components.

УДК 621.039

Prediction of the Professional Successfulness when Screening the Candidates for the Potential Executive Positions/A.V. Abdullaeva, N.N. Oshkanov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 6 pages, 2 tables, 12 illustrations. – References, 4 titles.

The paper analyzes the link of the psychodiagnostic criteria obtained when performing psychophysiological examinations with the indicator of success of activities to reveal the propensities of the employees of the company for managerial activities.

УДК 621.039.58

Concept of the Computer System of the Support to the Maintenance of the Equipment at the Nuclear Plant. Management and Safety/A.I. Karpenko, Yu.A. Makhaev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 6 pages, 1 illustration. – References, 3 titles.

The paper presents main functional modules of the system of the support to the maintenance at a NPP.

УДК 621.039.58

Main Modules of the System of the Support to the Maintenance of the Equipment at the Nuclear Power Plant. Designation, Presentation, Implementation/A.I. Karpenko, Yu.A. Makhaev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 6 pages, 3 illustrations.

The paper presents main functional modules of the system of the support to the maintenance at a NPP.

УДК 621.039.53

Structural Materials of the Russian Fast Reactor Cores. Current Situation and Perspectives/V.S. Ageev, Yu.P. Budanov, A.G. Ioltukhovskiy, M.V. Leonteva-Smirnova, N.M. Mitrofanova, A.V. Tselishchev, I.A. Shkaruba; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 9 pages, 4 tables, 7 illustrations. – References, 15 titles.

The article deals with the utilized and the perspective types and grades of the steels applied and planned to be applied as the fast reactor fuel cladding material. The features of the austenitic chromium-nickel and ferritic-martensitic steels are shown. To achieve the fuel burn-up levels higher than the achieved ones the austenitic steels can turn out to be useless because of their swelling. Actually «non-swelling» ferritic-martensitic chromium steels are considered to be more promising. In support to the achievement of the fuel pin damage dose of ~180 dpa the Russian Inorganic Material Research Centre develops the dispersion strengthened 12-% chromium steels using the methods of the powder metallurgy.