

УДК 621.311.25:621.039.004(55)

СЦЕНАРИИ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В ИРАНЕ НА ВВЭР-1000 И БЫСТРЫХ РЕАКТОРАХ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ «БРЕСТ»

Н. Матаджи Каджури

Тегеранский технический университет им. Шарифа, г. Тегеран



В статье рассматриваются различные сценарии развития ядерной энергетики в Иране до 2060 г. Подробно анализируется возможность введения в структуру ЯЭ Ирана быстрых реакторов типа БРЕСТ со свинцовым теплоносителем.

ВВЕДЕНИЕ

В современном мире исследования ресурсов энергии представляют собой одну из наиболее важных областей прикладных программ. При ожидаемом удвоении народонаселения мировая потребность в электрической энергии и топливе к середине следующего столетия увеличится, по крайней мере, в 3 и 2 раза соответственно. Исследования не только желательны, но также и необходимы. Исходя из этого, мы выполнили предварительный обзор перспектив развития ядерной энергетики в Иране в течение следующих нескольких десятилетий. Иран имеет большие запасы нефти и природного газа, и поэтому значение ядерной энергии для Ирана, на первый взгляд, едва ли понятно. Но нам необходимо учесть использование нефти и газа в других достойных и важных областях промышленности, в их экспорте и сохранении для будущих поколений. Принимая во внимание экономические, технологические и стратегические аспекты развития страны (в среднем и долговременном плане) и вышеупомянутые требования, исследование развития ядерной энергии в Иране оказывается необходимым.

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ АЭС В ИРАНЕ

Рост населения и производства электричества в Иране

Чтобы выяснить роль ядерной энергии или других ресурсов энергии, необходимо иметь, по крайней мере, минимальную информацию относительно населения и скорости его роста, роста производства и потребления энергии. На кривых рис.1 мы использовали опубликованные данные и прогнозы (1).

Для второго шага мы приняли различные модели для темпа роста населения, производства электричества на душу населения и различные пути развития атомной энергетики в Иране. Здесь мы описываем одну из этих моделей и результаты ЯЭ при следующих условиях и прогнозах:

1- население Ирана увеличивается от нынешних 63 млн. чел. до 93 млн. чел. в 2010 г. и 120 млн. чел. в 2060 г.;

2- производство электричества до 2010 г. растет согласно кривой 2 на рис.2 (в со-

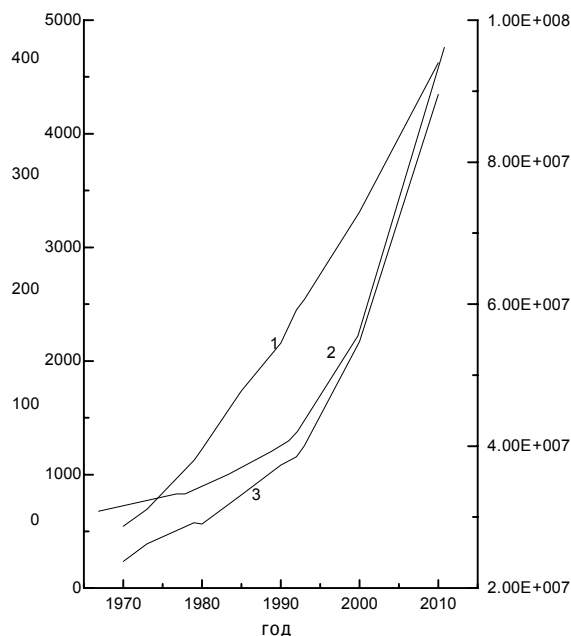


Рис.1. Данные по Ирану за 1970-1993гг. и государственный прогноз на 1993-2010 гг.: 1-население (2.0E007-1.0E008); 2-выработка электроэнергии (0-400 ТВт.Ч); 3 – выработка электроэнергии на душу населения(0-5000кВт.ч)

зительно 96 ТВт·ч, 30ГВт и 1500 кВт·ч; эти значения показывают хорошее согласие с прогнозами.

Роль ядерной энергии

Первый этап развития

Чтобы понять роль АЭС в производстве электрической энергии в первые десятилетия следующего столетия в Иране, мы изучали следующие варианты:

1- только 2 ВВЭР-1000 с мощностью 2000МВт(эл.) начнут работать в 2000 г.

2 - два ВВЭР-1000 начнут работать в 2000 г., в 2005 г. добавлены еще 2 блока и после каждых 5 лет вводятся 2 новых блока до значения 10ГВт(эл.) в 2020 г.; после этого новые блоки не будут строиться;

3 – строительство АЭС, обеспечивающее 3 различных уровня доли АЭС следующим образом:

3.1- 2 блока в 2000 г. и один блок в 2010 г. (3000МВт(эл.)) и конечную долю 2.6 % для АЭС в 2040 г.

3.2- 2 блока в 2000 г., один в 2015 г. и один блок в 2025. Конечная доля в этом случае была бы приблизительно 3.5 % в 2040 г.

3.3- 2 блока в 2000 г., один блок в 2010, один блок в 2015, два блока в 2020, два блока в 2025, два блока в 2030 и один блок в 2035 г.

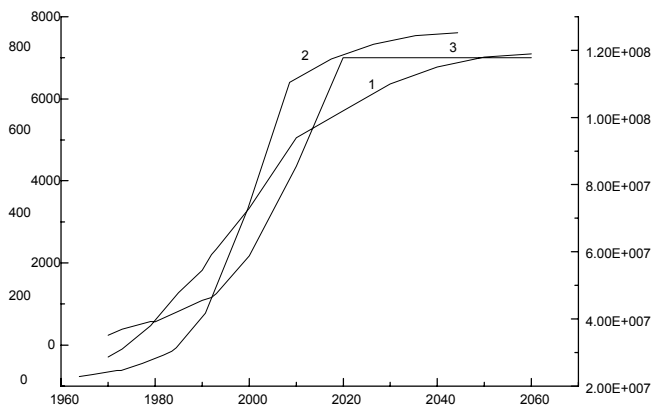


Рис.2. Модели для: 1- темп роста населения (2E007-12E008); 2-выработка электроэнергии (0-900 ТВт·ч); 3-выработка электроэнергии на душу населения (кВт·ч)

ответствии с государственными прогнозами от около 150ТВт·ч сейчас до 409ТВт·ч) и после этого производство электричества увеличивается, достигая значения 7000кВт·ч на душу населения в 2020 г. – примерно сегодняшнего потребления в России, Германии и Франции (мы думаем, что это значение – приемлемый и хороший выбор). Кривые рис.2 показывают результаты вычислений, основанных на вышеупомянутых предположениях.

Население Ирана в 2040 г., возможно, достигнет около 115 млн. и чтобы сохранить уровень электрического обеспечения (7000кВт·ч на душу) необходимо произвести около 805ТВт·ч электрической энергии (мощность около 120 ГВт). В прошлом году производство электричества, электрическая мощность и электрообеспечение на душу населения в Иране были соответственно прибли-

(всего 11ГВт_(эл.)). Конечная доля в 2040 г. была бы приблизительно 9.6 %.

Используя существующую информацию относительно ВВЭР-1000, данную в табл.1, мы выполнили вычисления для всех вышеназванных вариантов. Кривые 4,5,6 и 8 на рис.3 показывают полученные результаты, основанные на первых предположениях. Поскольку кривые относятся к 40 годам работы двух блоков, потребляется 18000 т природного урана или 2300 т обогащенного U. В это же время будет накоплено около 16000 кг делящегося Pu и останется 28000 кг ²³⁵U в отработанном топливе. Кривая 1 на рис.4 показывает относительную долю атомных электростанций в поставке электрической энергии. В этом случае доля АЭС в обеспечении электроэнергией монотонно уменьшалась бы.

Кривые 1,2,3 и 7 на рис.3 показывают полученные результаты для второго варианта. Что касается этого рисунка, понятно, что во втором случае там было бы использовано 80 тыс. т естественного U (или около 12 тыс. т обогащенного U) и будет накоплено 80 т делящегося Pu и останется 140 т ²³⁵U в отработанном топливе. Кривая 2 на рис.4 показывает долю АЭС в этом случае.

Кривые 5,8,9,12 на рис.5 показывают результаты, полученные для варианта 3.1. В этом случае приблизительно 27 тыс. т естественного U (или приблизительно 3600 т обогащенного U) будет использовано и 25 т делящегося Pu будет произведено, а 44 т ²³⁵U останется в отработанном топливе. Кривая 3.1 на рис.4 показывает относительную долю АЭС в этом случае.

Кривые 4,6,7 и 11 на рис.5 показывают результаты для варианта 3.2. В этом случае, потребляя 35 тыс. т естественного U (или 4800 т обогащенного U), мы получим 30 т делящегося Pu и приблизительно 52 т ²³⁵U останется. Кривая 3.2 на рис.4 показывает относительную долю АЭС для этого случая.

Таблица 1

Некоторые типичные характеристики ВВЭР-1000

Расход природного U (1-я загрузка)	700 т
Ежегодный расход природного U	200 т
Первоначальная загрузка U	80 т
Ежегодно загрузка топлива	27 т
Обогащение	4.4 %
Обогащение выгоревшего топлива	1.2 %
Концентрация делящегося Pu	0.7%
Компания реактора	4 года
Время работы	7000 ч/год

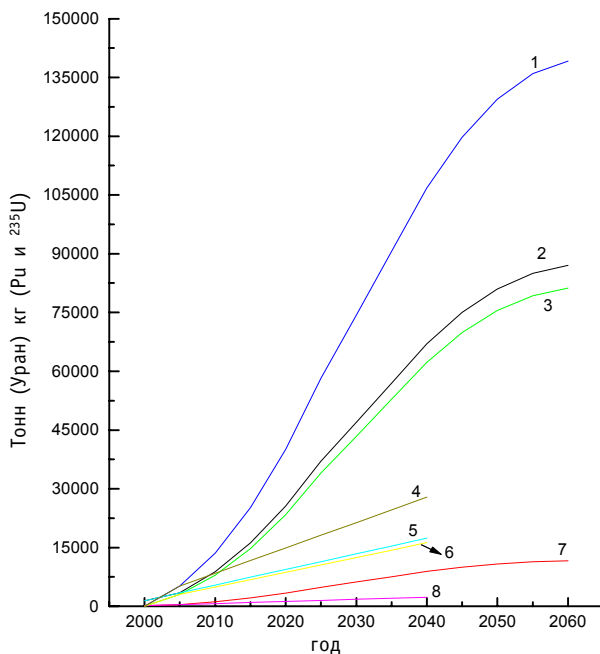


Рис.3. Суммарный расход природного и обогащенного урана, суммарное производство плутония, остающийся ²³⁵U на основе вариантов 1 и 2 (природный и обогащенный уран в единицах тонн, получаемый плутоний и остающийся ²³⁵U в кг:

1- 1,4 соответствует остающемуся ²³⁵U вариантов 2,1; 2- 2,5 - для суммарных расходов природного урана вариантов 2,1; 3- 3,6- для суммарного производства Pu вариантов 2 и 1; 4- 7,8- для суммарных расходов обогащенного урана вариантов 2 и 1

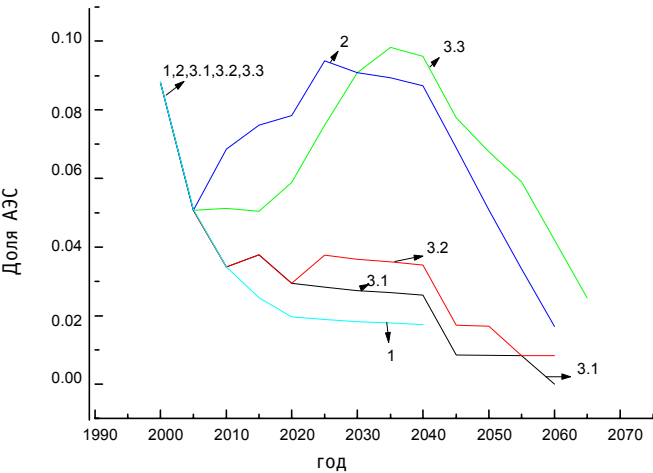


Рис.4. Относительная доля АЭС для вариантов первого этапа развития АЭС в Иране

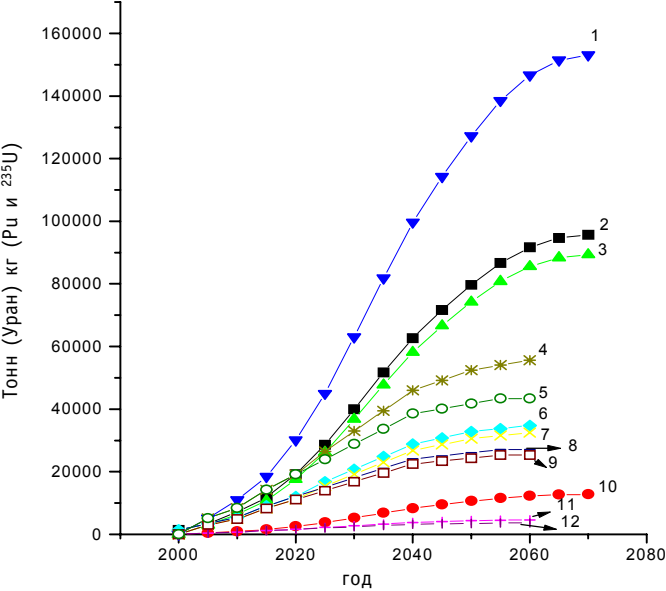


Рис.5. Суммарный расход природного и обогащенного урана, суммарное производство плутония, остающийся ^{235}U на основе вариантов н. 3.1-3.3 (природный и обогащенный уран в тоннах, получаемый плутоний и остающийся ^{235}U в кг: 1- 14,5 соответствуют суммарному остающемуся ^{235}U вариантов 3.3,3.2,3.1; 2- 2,6,8 - для суммарных расходов природного урана вариантов 3.3-3.1; 3- 3,7,9 - для суммарного производства Pu вариантов 3.3-3.1; 4- 10,11,12 - для суммарных расходов обогащенного урана

Западе.

Мы можем формулировать некоторые характеристики новой реакторной концепции следующим образом.

Структура безопасности БРЕСТ:

- реактор должен быть разработан таким способом, чтобы полный запас реактивности был бы меньше 1\$;
- исключение опасных эффектов реактивности типа пустотного эффекта и др.;

Кривые 1,2,3 и 10 на рис.5 показывают результаты для варианта 3.3. В этом случае 95.7 кт природного U (12.7 кт обогащенного U) будет использовано, 90 т делящегося Pu будет произведено, и около 150 т ^{235}U остается в отработанном топливе. Кривая 3.3 на рис.4 показывает относительную долю АЭС в этом случае.

Второй этап развития

Традиционная технология АЭС не отвечает долгосрочным требованиям в терминах экономики, потребления урана, безопасности, обращения с РАО и также в аспекте нераспространения ядерного оружия. Предварительные и детализированные исследования быстрых реакторов естественной безопасности с свинцовым теплоносителем и с мононитридным топливом (БРЕСТ) с коэффициентом воспроизводства $\text{KB}=\text{KBA}\approx 1$ показывают, что БРЕСТ мог бы удовлетворить таким требованиям. В табл.2 показаны некоторые важные характеристики БРЕСТ. Следует отметить, что мононитридное топливо использовалось успешно как горючее в реакторе БР-10 в России и в качестве экспериментальных топливных элементов в некоторых других реакторах на Западе.

Таблица 2

Некоторые типичные характеристики БРЕСТ

Тепловая мощность МВт	2400
Электрическая мощность МВ(эл.)	1000
Топливо	UN-PUN-MA
Теоретическая плотность топлива	14.3 гр. /см ³
Масса топлива	50 т
Масса Pu (²³⁹ Pu + ²⁴¹ Pu)	5 т
Компания А.З.	5-6 лет
Перегрузочный интервал	1-2 года
Коэффициент воспроизводства	~ 1
Теплоноситель	Свинец
Температура теплоносителя (Вход/выход)°С	420/540

- полное использование характеристик саморегулирования реактора за счет обратных связей;
- химически инертный теплоноситель, который имеет не слишком высокую точку плавления, но с высокой точкой кипения, исключаящий риск опасных взаимодействий теплоноситель - вода или теплоноситель - воздух;
- дополнительные свойства: естественная циркуляция теплоносителя при LOCA и в воздушной системе аварийного охлаждения.

Качество естественной безопасности дает возможность упростить и удешевить проект и снизить требования к оборудованию и персоналу АЭС (2).

Обращение с радиоактивными отходами и их захоронение. В новом поколении АЭС с быстрыми реакторами БРЕСТ понятие естественной безопасности относится и к технологии окончательного захоронения радиоактивных отходов (РАО) (3). Конечная цель естественной безопасности при захоронении РАО состоит в том, чтобы уменьшить радиоактивную токсичность РАО до уровня природного, извлекаемого из земли, урана после их выдержки во временном хранилище в течение около 200 лет. Эта цель может быть достигнута, используя следующие меры:

1 - использование изотопов U и Pu вместе с Am как топлива;

2-трансмутация наиболее долгоживущих продуктов деления (I-129 и Tc-99);

3- утилизация Sr и Cs как стабильных источников тепла и гамма-излучения. Малоактивный Np можно захоранивать с РАО, что исключит его принципиально

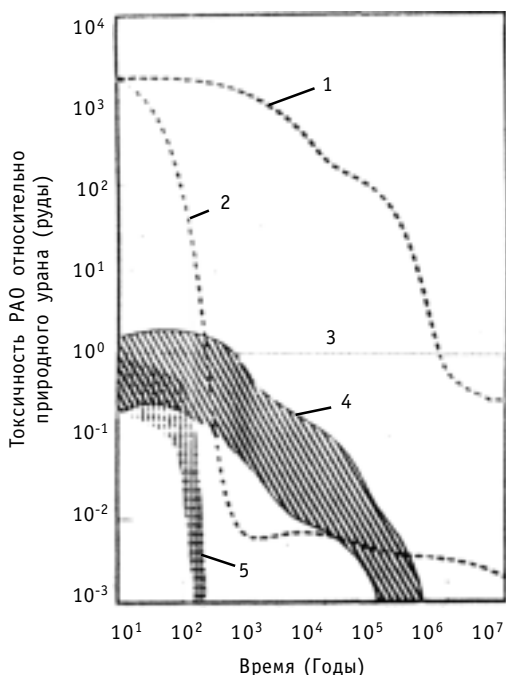


Рис.6. Уменьшение токсичности РАО на основе различных стратегий обращения и захоронения РАО: 1 - без возврата актиноидов; 2 - без возврата продуктов деления; 3 - активность природного урана (руда урана); 4 - с возвратом актиноидов (до 99.99%) и их сжиганием; 5 - с возвратом продуктов деления и трансмутацией

возможное использование в ядерном оружии. Ст лучше извлечь из топлива для выдержки в течение ~ 70-100 лет во временном хранилище для распада в Pu с возвращением его в реактор. На рис.6 показан срок, требуемый для сокращения уровня радиотоксичности РАО при различной политике обращения с РАО (4). Как видно, использование замкнутого цикла с возвращением актиноидов (до ~ 99.9 %) в реактор сводит необходимое время выдержки РАО от десятков тысяч лет к приблизительно 200 годам. После этого возможно разместить РАО в местах добычи урана в физико - химически устойчивых формах, чтобы избежать миграции остаточной радиоактивности. В течение 100-200 лет РАО выдерживаются в специальном хранилище с охлаждением естественной циркуляцией воздуха.

Нераспространение ядерного оружия. В проекте БРЕСТ предусматриваются меры, чтобы уменьшить риск получения оружейных материалов. Особенности следующие:

- исключение уранового blankets: это исключает производство Pu оружейного качества;
- низкая избыточная реактивность: это предотвращает использование сырьевых урановых или Th блоков в активной зоне или blankets реактора;
- коэффициент воспроизводства активной зоны равен единице: это означает, что нет необходимости отделять U и Pu в ходе переработки топлива; эта особенность имеет и другие важные выгоды: небольшое изменение реактивности в течение кампании, вызванное выгоранием топлива, равномерность и стабильность потока нейтронов и мощности реактора, возможность квазинепрерывной перегрузки топлива без остановки реактора;
- исключение разделения U и Pu на всех стадиях топливного цикла и, кроме того, содержание младших актиноидов (MA) (Am) в топливе, неглубокая очистка топлива от продуктов деления, что упрощает переработку и увеличивает радиоактивность топлива;
- переработка топлива при АЭС и сокращение транспортировки топлива, Pu и отходов: это предотвращает кражу Pu во время перевозки отработанного топлива на завод переработки (3) или возвращения свежего топлива в реактор, опасность аварий на транспорте.

Топливо и экономия урана. Поскольку в реакторах БРЕСТ в качестве топлива рассматривается смешанное уран-плутониевое (UN-Pu N) топливо, нет необходимости в использовании природного урана на первоначальную загрузку. В этом случае первоначальное топливо будет получено от переработки топлива ВВЭР-1000. Перегрузка БРЕСТ нуждается в использовании малых количеств обедненного или природного урана, количество которого фактически неограниченно, поэтому можно утверждать, что БРЕСТ приводит к резкому снижению расхода природного урана и одновременно к возможности производства электроэнергии на основе АЭС неограниченное время.

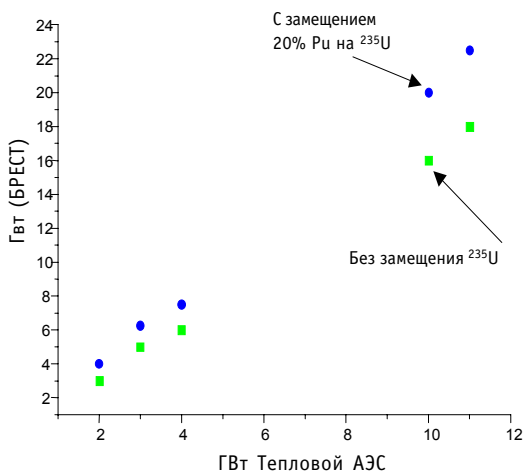


Рис. 7. Количество реакторов БРЕСТ (в единицах ГВт_{эл}) для каждого варианта (1,2,3,1-3,3) и с замещением 20% Pu на ^{235}U в первой загрузке и без него

Представим некоторые результаты включения предлагаемого вида АЭС в энергетику Ирана. Они могут быть введены, используя отработанное топливо реакторов ВВЭР.

-Топливо и экономика использования природного урана: результаты рассмотрения второго раздела показывают, что во всех рассматриваемых случаях большие количества природного U были бы использованы. Но каждый случай 1-3.3 ведет к производству значительных количеств делящегося Pu, который содержится в отработанном топливе вместе с ^{238}U , ^{235}U и другими актиноидами и продуктами деления. Эти Pu, ^{235}U и МА использовались бы для загрузки БРЕСТ. На рис.7 показано количество 1000 МВт(эл.) БРЕСТ, которые можно ввести на Pu и ^{235}U от первой стадии развития АЭС ВВЭР. Конечно, первая загрузка БРЕСТ нуждается в глубокой переработке топлива ВВЭР, чтобы получить подходящую топливную композицию для БРЕСТ, но после этого глубокая переработка топлива с извлечением Pu не требуется.

Переработка отработанного топлива ВВЭР и изготовление топлива для первой загрузки БРЕСТ должны быть выполнены заводами членов Ядерного клуба (Россия и др.) или технологическими центрами, которые работали бы под международной юрисдикцией. Что касается отработанного топлива БРЕСТ, то из него необходимо лишь извлечь продукты деления. Таким образом мы получим дополнительные АЭС, которые работали бы много лет без использования естественного урана, используя только отработанное топливо ВВЭР и малые дополнительные количества ^{238}U , чтобы компенсировать выгорание.

Увеличение доли АЭС. Рис.8 показывает относительную долю АЭС в производстве электричества от 2020 до 2060 для предыдущих вариантов и одной модели второго этапа развития АЭС в Иране. В этой модели мы предполагали, что некоторые из БРЕСТ будут построены таким способом, чтобы перед выключением некоторого ВВЭР они начинали работать, чтобы удовлетворить электрические потребности или экономические цели. Сравнение кривых рис.8 с соответствующими кривыми на рис.4 показывает что БРЕСТ значительно увеличивают долю АЭС в поставке электрической энергии в Иране без зависимости от других стран по поставкам топлива. В принципе можно создать большее количество БРЕСТ, которые могут быть загружены Pu вместе с извлеченным из ВВЭР ^{235}U . На рис.7 тоже показано количество реакторов БРЕСТ, которое можно ввести в строй, используя смешанное топливо (с замещением 20%Pu на ^{235}U) только в первой загрузке (конечно, если использовать смешанное топливо во всех перегрузках, то количество реакторов БРЕСТ увеличится примерно в 2 раза.). В этом случае на первом этапе использовалась бы смесь Pu с низко обогащенным U (1-4)%. Это могло бы быть выполнено дообогащением по урану отработанного топлива ВВЭР, или добавлением урана высокого обогащения, извлеченного из сокращаемого ядерного оружия России или других стран, чтобы достигнуть желательной композиции топлива. В (5) показано, что использование этого типа смешанного топлива мало изменяет характеристики БРЕСТ.

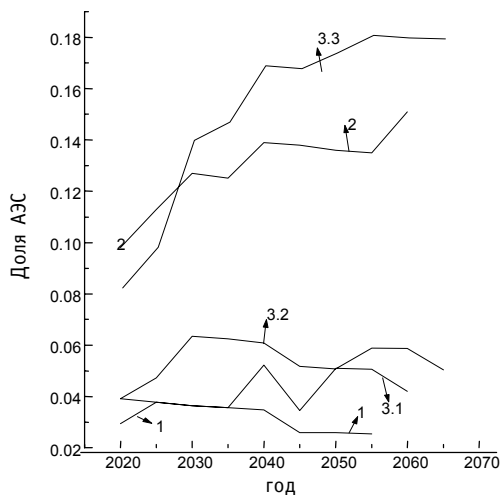


Рис.8. Относительная доля АЭС в обеспечении электроэнергией (2-й этап развития АЭС в Иране)

Список литературы

1. National energy data profile/wec/Islamic Republic of Iran/16th wec congress Tokyo, 1995.
2. Adamov E.O., Orlov V. V. et al. «The next generation of fast reactors». Nuclear engineering and design 173. - 1997. - P.143-150.
3. Adamov E.O., Ganev I. Kh. et al. «The raw material and waste activity balance in the projected nuclear power of Russia». Nuclear Engineering and Design 173. -1997. - P.277-291.
4. Yoichi FUJIII-E, « Long term outlook of nuclear development». Bull. Res. Lab. Nucl. Reactor. - 1996. - V. 20.
5. Наумов В. В., Орлов В.В., Топливный баланс ядерной энергетики с быстрыми реакторами без уранового blankets // Атомная Энергия. - 1994. - Т. 76. - Вып. 4. - С. 349-350.

Поступила в редакцию 21.06.99.

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.311.25:621.039.004(55)

Scenarios of Development of Nuclear Power Engineering on BB3P-1000 and BREST-type Fast Reactors in Iran \N. Mataji Kajuri; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 8 pages, 2 tables, 8 illustrations. - References, 5 titles.

The different scenarios of development of Iranian nuclear power engineering are considered. A possibility of BREST-type lead-cooled fast reactors introduction in the Iranian nuclear industry is analyzed.

УДК 621.311.25:621.039

Management of Technical and Industrial Hazards on Objects of Nuclear Power Engineering Using the Automated System of Recording and Documenting of Signals \V.V. Titov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 8 pages, 2 illustrations.

The opportunities of application of the multifunctional automated systems of recording of signals on high-hazard industrial objects, including nuclear power engineering are uncovered in the paper.

УДК 523.683:523.64

Chaotic Dynamics in a Problem of N-bodies \N.V. Kulikova, A.V. Mishev, P.I. Ignatenko; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 9 pages, 9 illustrations. - References, 11 titles.

The technique of realization of computer modeling and research method of the evolution of objects in the N-bodies problem (formalization of the model, construction of the solution, processing and analysis of results) is considered. Using examples of the decision of spatial gravitational problems for 4 and 6 bodies it was shown that the developed approaches and methods are unique for the research of the evolution of N-bodies dynamic system interaction is caused by fields of a various nature.

УДК 504.3.054:681.7.069.24

The Possibilities of Sondage of Contaminants in the Real Atmosphere Using Industrial Lasers \M.M. Troyanov, Yu.D. Il'ichev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 9 pages, 2 tables, 3 illustrations. - References, 9 titles.

The possibilities of instrumental determination of adsorbing admixtures in a real atmosphere by the method of differential absorption using isotope CO₂-lasers are investigated.

УДК 51-73:504.054

Prediction of Contaminations of Surface Stratum of Territory in Region NPP \K.M. Efimov, E.A. Yas'ko; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 4 pages, 1 illustration. - References, 4 titles.

Development of mathematical models of pollution spreading due to natural processes in the soil is hampered by the complexity of representing the soil as a medium of migration owing to heterogeneity of its physicochemical properties and insufficient knowledge of transfer mechanisms. This study offers rather a simple mathematical model of both the formation of rainfall run-off at a catchment area, and the process of transfer of polluting substances by the generated flow. The constructed model is convenient for practical application. Numerical calculations for the Covashy river basin (vicinity of the Leningrad Nuclear Power Plant) have been carried out.

УДК 551.510.42

Removing of Aerosol Fraction from the Troposphere by Atmospheric Precipitation \M.M. Troyanov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 4 pages. - References, 9 titles.

The problem of removal of an aerosol from the atmosphere by clouds is considered. Two different mechanisms of an aerosol removing - at the expense of aerosol moisturing inside clouds and due to