

Energia e sustentabilidade

EDITORES

ARLINDO PHILIPPI JR

LINEU BELICO DOS REIS



Manole

Copyright © 2016 Editora Manole Ltda., conforme contrato com os autores.

PROJETO GRÁFICO E CAPA
Nelson Mielnik e Sylvia Mielnik

DIAGRAMAÇÃO
Acqua Estúdio Gráfico

FOTOS DA CAPA
Ana Maria da Silva Hosaka e
Opção Brasil Imagens

REALIZAÇÃO
Programa de Pós-Graduação Ambiente,
Saúde e Sustentabilidade
Departamento de Saúde Ambiental
Faculdade de Saúde Pública da Universidade
de São Paulo
Escola Politécnica da Universidade de
São Paulo

PRODUÇÃO EDITORIAL
Editor gestor: Walter Luiz Coutinho
Editora responsável: Ana Maria da Silva Hosaka
Produção editorial: Marília Courbassier Paris
Editora de arte: Deborah Sayuri Takaishi

Dados Internacionais de Catalogação na Publicação (CIP)
(Câmara Brasileira do Livro, SP, Brasil)

Energia e sustentabilidade / editores Arlindo Philippi Jr,
Lineu Belico dos Reis. --
Barueri, SP : Manole, 2016. -- (Coleção ambiental -- vol. 19).

Vários autores.

Bibliografia.

ISBN 85-204-3777-3

1. Desenvolvimento energético - Aspectos ambientais 2. Desenvolvimento sustentável
3. Energia - Consumo - Aspectos sociais 4. Energia - Fontes alternativas 5. Meio ambiente
6. Recursos energéticos - Previsão I. Philippi Jr, Arlindo. II. Reis, Lineu Belico
dos. III. Série.

15-08853

CDD-333.79

Índices para catálogo sistemático:

1. Energia e desenvolvimento sustentável:
Economia 333.79a

Todos os direitos reservados.

Nenhuma parte deste livro poderá ser reproduzida, por qualquer
processo, sem a permissão expressa dos editores.

É proibida a reprodução por xerox.

A Editora Manole é filiada à ABDR – Associação Brasileira de Direitos Reprográficos.

1ª edição – 2016

Editora Manole Ltda.
Avenida Ceci, 672 – Tamboré
06460-120 – Barueri – SP – Brasil
Fone: (11) 4196-6000 – Fax: (11) 4196-6021
www.manole.com.br
info@manole.com.br

Impresso no Brasil
Printed in Brazil

Sumário

Apresentação	XIII
<i>Arlindo Philippi Jr e Lineu Belico dos Reis</i>	

PARTE I – ENERGIA E DESENVOLVIMENTO SUSTENTÁVEL

Capítulo 1

A Questão Energética e sua Relação com a Sustentabilidade: à Guisa de Introdução	3
<i>Arlindo Philippi Jr e Lineu Belico dos Reis</i>	

Capítulo 2

Energia – Aspectos Teóricos e Conceituais	11
<i>Lineu Belico dos Reis, José Aquiles Baesso Grimoni e Douglas Slaughter Nyimi</i>	

Capítulo 3

Recursos Naturais, Cadeias e Setores Energéticos	47
<i>André Luis Bianchi, Adroaldo Adão Martins de Lima e Sérgio Souza Dias</i>	

Capítulo 4

Energia, Ambiente, Sociedade e Sustentabilidade	85
<i>Lineu Belico dos Reis</i>	

Capítulo 5

Indicadores Energéticos e Sustentabilidade	123
<i>André Luis Bianchi, Adroaldo Adão Martins de Lima e Sérgio Souza Dias</i>	

Capítulo 6

Eficiência Energética	157
<i>Lineu Belico dos Reis e Fabio Filipini</i>	

PARTE II – ASPECTOS TECNOLÓGICOS E SOCIOAMBIENTAIS

Capítulo 7

Energia de Combustíveis Fósseis e Captura e Armazenamento de CO ₂	209
<i>Edmilson Moutinho dos Santos, Hirdan Katarina de Medeiros Costa, Virgínia Parente e Viviane Romeiro</i>	

Capítulo 8

Energia Nuclear	249
<i>Maria Alice Morato Ribeiro</i>	

Capítulo 9

Biomassa e Bioenergia	307
<i>Suani Teixeira Coelho, Cristiane Lima Cortez, Vanessa Pecora Garcilasso, Javier Escobar, Manuel Moreno e Naraisa Moura Esteves Coluna</i>	

Capítulo 10

Energia Hídrica	375
<i>Lineu Belico dos Reis, Djalma Caselato e Eldis Camargo Santos</i>	

Capítulo 11

Energia Eólica	415
<i>Eliane A. F. Amaral Fadigas</i>	

Capítulo 12

Energia Solar	451
<i>Lineu Belico dos Reis e Eliane A. F. Amaral Fadigas</i>	

Capítulo 13

Outras Tecnologias Energéticas	491
<i>Gerhard Ett e Lineu Belico dos Reis</i>	

Capítulo 14

É Possível uma Arquitetura Sustentável? 535

*Marcelo de Andrade Roméro***Capítulo 15**A Iluminação Pública em um
Campus Universitário 547*José Sidnei Colombo Martini*

PARTE III – ASPECTOS SISTÊMICOS

Capítulo 16

Nos Sistemas Elétricos 589

*Lineu Belico dos Reis***Capítulo 17**

Nos Transportes 623

*Lineu Belico dos Reis***Capítulo 18**

Na Indústria 669

*Ricardo Ernesto Rose***Capítulo 19**

Nas Cidades e Edificações 697

*Carlos Leite e Rafael Tello***Capítulo 20**

No Mundo da Urbanização 725

*Gilda Collet Bruna e Adriana Silva Barbosa***Capítulo 21**

Na Universalização do Acesso 779

*Lineu Belico dos Reis e**Eliane A. F. Amaral Fadigas*

PARTE IV – PLANEJAMENTO, GESTÃO E POLÍTICAS ENERGÉTICAS
PARA SUSTENTABILIDADE**Capítulo 22**

Políticas, Planejamento Energético e
Regulação de Mercados de Energia no Brasil 811
*Sergio Valdir Bajay, Moacir Trindade de Oliveira Andrade e
Maurício Dester*

Capítulo 23

Ferramentas de Avaliação Ambiental no
Planejamento e na Gestão Energética 845
Lineu Belico dos Reis e Carlos Moya

Capítulo 24

Planejamento com Base na
Matriz de Energia Elétrica 887
*Maurício Dester, Moacir Trindade de Oliveira Andrade e
Sergio Valdir Bajay*

Capítulo 25

Planejamento, Gestão e Política de
Energia Elétrica e Sustentabilidade 921
*Maurício Dester, Moacir Trindade de Oliveira Andrade e
Sergio Valdir Bajay*

Capítulo 26

Política de Energia Elétrica e
Sustentabilidade no Brasil 953
*Maurício Dester, Moacir Trindade de Oliveira Andrade e
Sergio Valdir Bajay*

Capítulo 27

Uma Agenda para Reflexões, Posicionamentos e Ação 983
Lineu Belico dos Reis e Arlindo Philippi Jr

Índice Remissivo 997

Anexo: dos Editores e Autores 1009

Energia Nuclear

8

Maria Alice Morato Ribeiro

Engenheira química, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares

INTRODUÇÃO

A energia nuclear pode ser produzida a partir de fissão, fusão ou decaimento radiativo. A fusão ocorre quando átomos leves são forçados a se unir, produzindo átomos mais pesados, e ocorre a emissão de energia nuclear devido à combinação dos núcleos leves. Já a fissão acontece quando átomos pesados se dividem em partes mais leves, mais estáveis, e é emitida energia nuclear. O decaimento radiativo ocorre quando átomos instáveis emitem energia e acomodam-se em níveis mais baixos de energia, nos quais são mais estáveis.

A definição de radiatividade vem exatamente do conceito de decaimento radiativo, quando a energia emitida é a chamada radiação. Os elementos químicos podem possuir vários isótopos (que possuem uma mesma combinação de prótons e nêutrons), e os isótopos mais instáveis emitem radiatividade para gerar isótopos mais estáveis. Estes isótopos mais instáveis são denominados radioisótopos, pois são radioativos, ou seja, emitem radiação.

A energia nuclear também possui aplicações médicas, que aos poucos têm entrado em nossa vida como rotina de exames de imagem e procedimentos como radioterapia. Essas aplicações médicas constituem um grande avanço na medicina, tanto na prevenção de doenças quanto no seu tratamento, evitando muitos procedimentos invasivos, por exemplo, cirurgias. Como isso funciona? Basicamente, os radioisótopos podem ser usados como traçadores, pois possuem comportamento idêntico ao dos isótopos mais estáveis; e tam-

bém como fonte de energia, ou seja, o material biológico recebe as radiações emitidas pelo radioisótopo. Nesse caso, temos como exemplo a radioterapia.

Outro exemplo de aplicação médica da radiatividade é a tomografia por emissão de pósitrons, cuja sigla PET vem do inglês *Positron Emission Tomography*, que detecta casos de câncer identificando alterações metabólicas nas células. Para esse exame, utiliza-se atualmente glicose marcada com o isótopo Flúor-18, cuja meia vida é 110 minutos, ou seja, a cada 110 minutos, a quantidade de Flúor-18 cai pela metade.

Também utiliza-se industrialmente a energia nuclear. Um exemplo de utilização comum e muito importante é a esterilização de material cirúrgico com radiação gama, principalmente em plásticos, que não poderiam ser submetidos a altas temperaturas, necessárias para a esterilização convencional.

Uma outra finalidade para a radiação gama é a esterilização de frutas para exportação, pois ela extermina os micro-organismos que podem estar presentes nas frutas e que são proibidos nos países que as estão importando, sem modificar sabor, textura nem cor da fruta. Assim, podemos concluir que a energia nuclear está próxima de nós, incluída no nosso dia a dia.

Já na geração elétrica a partir da energia nuclear o mais importante é que a utilização do urânio como combustível não causa a emissão de gases do efeito estufa. Essa é uma grande vantagem comparativa em relação às termelétricas movidas a carvão ou a derivados de petróleo. E isso tem sido reconhecido principalmente na última década.

Outra vantagem é que a energia nuclear não polui o ar por não emitir óxidos de nitrogênio, derivados de enxofre, entre outros, evitando assim os efeitos muito prejudiciais à saúde. Também é imune a variações climáticas e imprevisibilidades que prejudicam o aproveitamento de energia eólica e solar, pois a nuclear utiliza combustíveis com densidade de energia muito alta (facilitando o estabelecimento de reservas estratégicas significativas) com recursos e instalações de fabricação distribuídos em diversos locais e, principalmente, em países geopoliticamente estáveis (NEA, 2011).

Certamente, o setor nuclear ainda enfrenta uma série de desafios: em primeiro lugar, a necessidade de melhoria contínua da segurança e da cultura de segurança (reforçada, em particular, pelos acidentes de Three Mile Island, Chernobyl, e do mais recente acidente de Fukushima Daiichi); a necessidade de controlar a disseminação de tecnologias e materiais que podem ser utilizados para fins não pacíficos; e a necessidade de implementar soluções definitivas para a gestão/eliminação de resíduos radioativos.

Caso queira continuar crescendo, o setor nuclear deve atender às demandas de sustentabilidade e segurança exigidas pela opinião pública.

ASPECTOS POSITIVOS E NEGATIVOS, MITOS E VERDADES

A maior parte das pessoas possui um medo descabido quando ouve falar em energia nuclear, o que provavelmente está ligado à imagem impactante da explosão de uma bomba atômica.

Mas a radiação faz parte do ambiente natural em que vivemos e, se utilizarmos as medidas de proteção adequadas, não é algo que tenhamos de temer. Ao contrário, podemos até usá-la para o nosso bem, como nas aplicações médicas nucleares.

Grande parcela dos elementos químicos emissores de radiação são parte da natureza. Por exemplo, o tório faz parte das areias monazíticas encontradas em praias do estado do Espírito Santo, aqui no Brasil; o radônio é um gás nobre encontrado dentro de residências em todo o mundo. O urânio não é um elemento raro no planeta, sendo mais abundante que a prata. Ele está presente no solo, nas rochas, nas águas, em vegetais e em animais. Praticamente todos os organismos vivos possuem urânio em sua constituição, mesmo que em diminutas quantidades, geralmente apresentadas em ppm (partes por milhão) ou ppb (partes por bilhão) (NRC, 1980; Shiraishi e Yamamoto, 1995; ATSDR, 1999).

Existem mitos a respeito desses elementos, como o de que não há dose segura, mas, se isso fosse verdade, seria perigoso respirar ou mesmo comer alimentos, inclusive naturais. A dose de radiação que tomamos diariamente é resultado de diversas fontes de radiação que estão ao nosso redor.

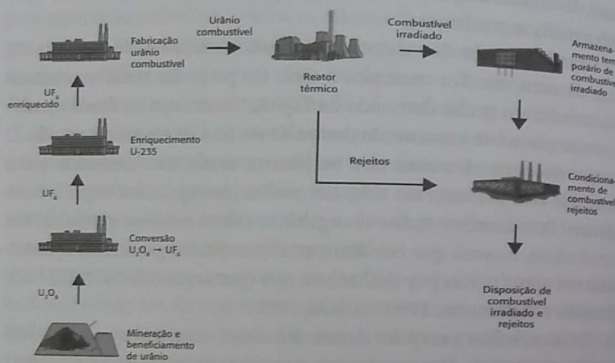
O CICLO DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR

Uma das principais aplicações nucleares é a produção de energia elétrica a partir de reatores nucleares. Mas, para se fabricar o combustível nuclear, desde a mineração até a produção de energia elétrica, são necessárias muitas etapas, como: prospecção, mineração, conversão (produção de UF_6 – hexafluoreto de urânio), enriquecimento e fabricação do combustível. Essas etapas consistem o ciclo do combustível nuclear, que pode ser aberto ou fechado. O ciclo aberto, cujo esquema pode ser observado na Figura 8.1, implica a formação de rejeitos.

Já o ciclo fechado, mostrado na Figura 8.2, é utilizado quando se possui um parque de geração nucleoeletrônica grande que justifique a existência de reciclagem do combustível. Tal reciclagem, mesmo que parcial, reduz a quantidade de combustível irradiado e de resíduos de alto nível para serem eliminados, enquanto reduz os requisitos de fornecimento de urânio natural.

No caso do Brasil, a opção pelo ciclo fechado não se tornou atrativa pois ainda não se tem um parque de geração nuclear grande, e as opções futuras ainda não estão claras. Então, essa opção pelo ciclo aberto implica maiores consequências.

Figura 8.1 – Ciclo aberto do combustível nuclear.



Fonte: EPE (2006-2007).

A exploração de urânio

O urânio é um elemento comum na Terra, estando presente na maior parte das rochas e mesmo no mar. Na Tabela 8.1, são apresentados alguns valores de concentração de urânio em partes da crosta terrestre.

A jazida de urânio é definida como uma ocorrência de urânio cuja extração é economicamente viável. Portanto, é uma relação entre os custos de extração e o preço de mercado. Assim, atualmente, nem a água do mar, nem

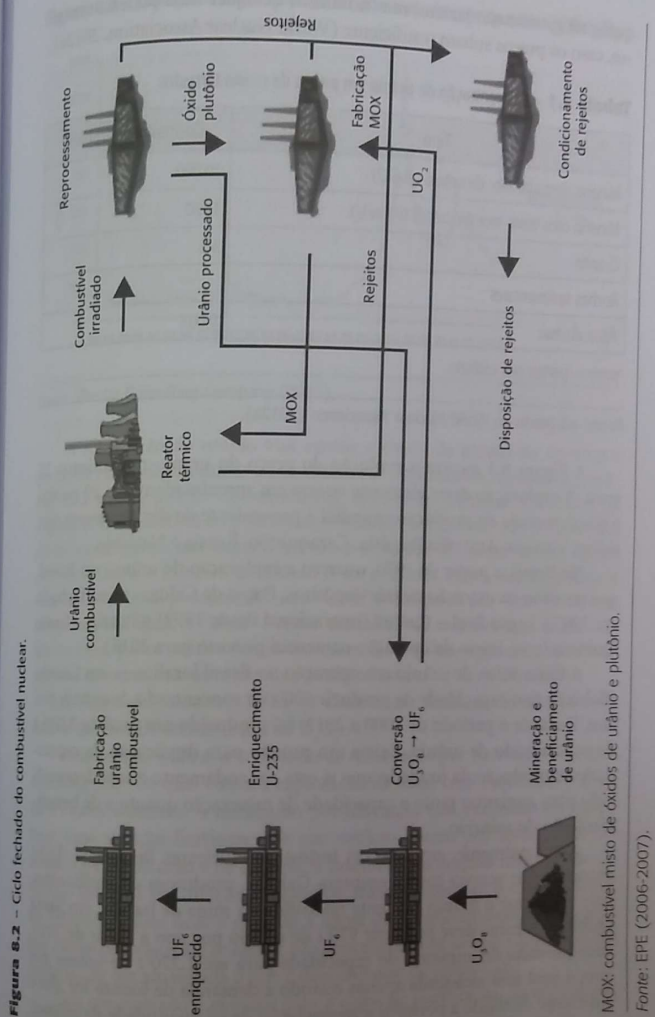


Figura 8.2 – Ciclo fechado do combustível nuclear.

MOX: combustível misto de óxidos de urânio e plutônio.
Fonte: EPE (2006-2007).

qualquer granito são jazidas, mas no futuro qualquer uma poderia tornar-se, caso os preços subam o suficiente (World Nuclear Association, 2012a).

Tabela 8.1 - Concentração de urânio em partes da crosta terrestre.

Tipo	Concentração (ppm ¹)
Minério com alto teor de urânio (2% U)	20.000
Minério com baixo teor de urânio (0,1% U)	1.000
Granito	3-5
Rochas sedimentares	
Água do mar	0,003

¹ppm = partes por milhão.

Fonte: adaptado de World Nuclear Association (2012a).

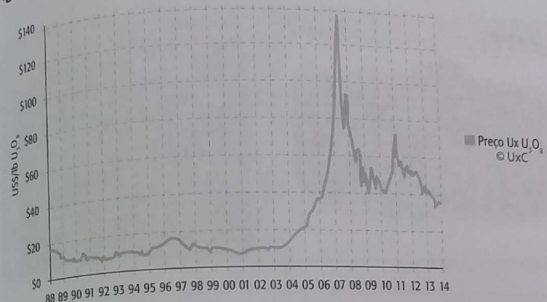
A Figura 8.3 mostra a evolução do preço do urânio nos últimos 25 anos. A exploração desse elemento ocorre em aproximadamente 20 países, e quase metade da produção mundial é proveniente de dez minas em seis países: Canadá, Austrália, Nigéria, Cazaquistão, Rússia e Namíbia.

No Brasil, a partir de 1970, ocorreu a exploração de urânio no Brasil, que resultou na extração de três depósitos: Poços de Caldas (mina fechada em 1997), Lagoa Real – Caetité (operacional desde 1999) e Itataia – Santa Quitéria (com início de operação comercial previsto para 2016).

A única mina de urânio em operação no Brasil localiza-se em Caetité (Bahia) e tem capacidade de produzir 400 t de concentrado de urânio por ano. Durante o período de 2000 a 2013, foi produzido um total de 3.636 t de concentrado de urânio. Existe um projeto para duplicação da capacidade de produção da unidade, que já está em andamento e será desenvolvido para aumentar tanto a capacidade de mineração quanto a de beneficiamento do minério.

Adicionalmente, em 2008, as Indústrias Nucleares Brasileiras (INB) entraram em acordo com a empresa Galvani, produtora de fertilizantes, para recuperar o urânio existente no fosfato da mina de Itataia, em Santa Quitéria. A mina deve produzir 970 t de urânio por ano a partir de 2019, com previsão de aumento de capacidade para até 1.270 t de urânio por ano, a qual será alcançada apenas quando a demanda de fosfato for alta o suficiente de modo a permitir a recuperação de tal quantidade de urânio.

Figura 8.3 - Evolução histórica do preço do urânio no mercado spot em US\$/lb U₃O₈.



Fonte: The Ux Consulting Company (2015).

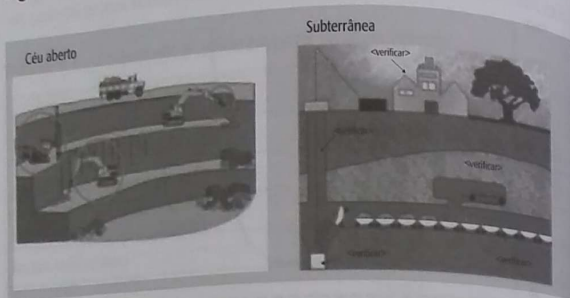
A mineração do urânio visa extrair o óxido de urânio do minério e pode ser efetuada em minas a céu aberto ou subterrâneas (quando o minério está muito abaixo da superfície), conforme esquema mostrado na Figura 8.4. Em ambos os processos, o minério é transportado para usinas de processamento nas quais o urânio é separado do minério. Em minas convencionais, o minério de urânio é, na primeira etapa, moído e depois disperso em água, produzindo uma “lama” constituída por finas partículas suspensas em água. A “lama” é então enviada para tanques com ácido sulfúrico para que os óxidos de urânio sejam dissolvidos, separando as rochas remanescentes e outros minerais não dissolvidos.

A Figura 8.5 mostra a mina de Caetité, no Brasil, a céu aberto, e ao lado o tambor de concentrado de U₃O₈.

Atualmente, utiliza-se o método de mineração por lixiviação – *In Situ Leaching* (IS) –, o qual efetua a exploração da mina com impacto ambiental e custos menores. A mineração por lixiviação (ISL) consiste em bombear uma solução lixiviante por um orifício aberto por uma broca no sentido da perfuração e na sequência bombear em sentido inverso, para o líquido retornar em direção à superfície trazendo consigo o urânio, como na Figura 8.4. Este licor é enviado à usina de beneficiamento, onde passa por vários processos até se tornar um concentrado de urânio (diuranato de amônia) de cor amarelada e que é denominado de *yellow cake*.

Esse concentrado é enviado para a etapa de purificação, na qual serão separados os elementos nucleares indesejáveis no combustível nuclear, co-

Figura 8.4 – Esquema de mina a céu aberto e subterrânea.



Fonte: IAEA (2009).

Figura 8.5 – Mina de urânio em Caetité, Brasil, e tambor de yellow cake ou concentrado de U_3O_8 .



Fonte: Zapparoli (2011).

mo por exemplo o tório, a fim de constituir-se em um concentrado de urânio de grau nuclear.

A conversão

Para que o urânio contido no concentrado de U_3O_8 possa ser enriquecido, é necessário efetuar a transformação deste óxido em hexafluoreto de

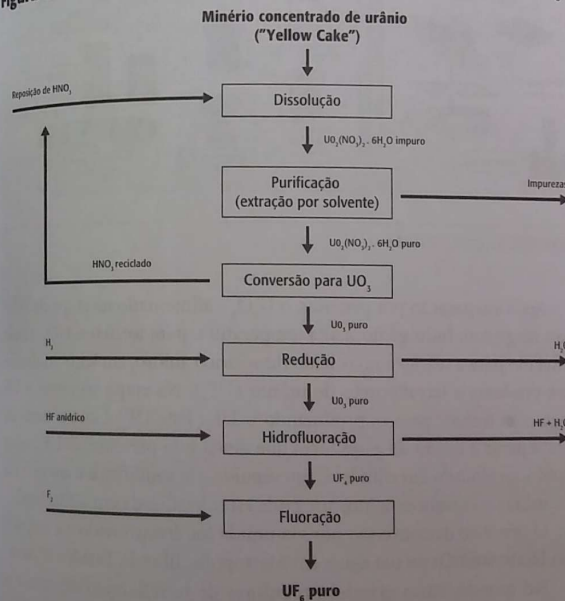
urânio, um gás. O enriquecimento é o processo no qual ocorre aumento da concentração de U-235 em relação à concentração de U-238.

A conversão do U_3O_8 já nuclearmente purificado em UF_6 pode ser efetuada por dois métodos: o de via seca e o de via úmida, os quais ocorrem em várias etapas.

O processo de conversão por via úmida é dividido em cinco etapas básicas: purificação do concentrado de urânio; obtenção do UO_3 ; obtenção de UF_6 ; obtenção de UF_6 . O esquema desse processo é mostrado na Figura 8.6.

O concentrado recebido na etapa de conversão normalmente não está purificado, esse processo é efetuado utilizando TBP (tributilfosfato) e querosene ou n-hexana.

Figura 8.6 – Esquema das etapas utilizadas, na rota úmida, para produção de UF_6 .

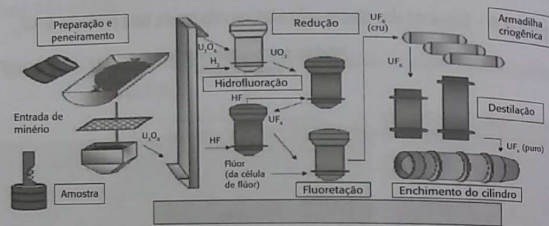


Fonte: adaptado de IAEA (2009).

O UO_3 é obtido a partir da calcinação do concentrado de urânio. Este óxido reage com H_2 , obtido a partir da dissociação da NH_4 (em H_2 e N_2) produzindo o UO_2 em pó. A partir desse óxido obtém-se o UF_4 , por meio da reação do óxido com ácido hidrofúorídrico (HF). O UF_4 é um sólido verde na forma de pó. Na etapa seguinte, obtém-se o UF_6 , a partir da fluoretação (reação com F_2) do UF_4 . O processo de conversão por via úmida é mostrado na Figura 8.7.

Já o processo de conversão por via seca produz UF_6 com pureza de 99,99% e compreende cinco estágios principais: classificação, redução, hidrofluoretação, fluoretação e destilação.

Figura 8.7 – Fluxograma esquemático do processo de conversão úmida de yellow cake para UF_6 .



Fonte: NRC Course (2012a).

Após a separação por peneiras, o U_3O_8 é alimentado na etapa de redução e reage com hidrogênio, a alta temperatura, para formar o UO_2 . Então, é enviado para a reação com o ácido fluorídrico anidro, em leito fluidizado, para produzir o tetrafluoreto de urânio (UF_4). Na etapa seguinte, o UF_4 reage com o flúor gasoso, produzindo o UF_6 . Este UF_6 é então destilado para separar a fração de gases leves que ainda está presente. O UF_6 , agora líquido, é colocado em cilindros. Em seguida, ele solidifica e é enviado para a usina de enriquecimento, que pode estar localizada em outro local.

O processo de conversão por via úmida foi desenvolvido e é utilizado pela Honeywell Co na sua usina em Metropolis, Illinois, Estados Unidos.

No mundo, cinco grandes produtores de hexafluoreto de urânio se destacam. São eles: Comuhrex (Areva), França, capacidade de 14.000 t UF_6 /ano; Cameco, Canadá, capacidade de 12.500 t UF_6 /ano; BNFL, Inglaterra,

capacidade de 6.000 t UF_6 /ano; ConverDyn (Honeywell), Estados Unidos, capacidade de 15.000 t UF_6 /ano; e Rosatom, Rússia, capacidade 18.000 t UF_6 /ano. Todas essas usinas de conversão estão em franca expansão, sendo que a maior parte dos novos projetos alcançarão até 25.000 t de UF_6 natural/ano – como no caso de Areva, Cameco e Honeywell (Gonçalves, 2012).

Enriquecimento

A maioria dos reatores utiliza como combustível o urânio enriquecido, cuja proporção do isótopo U-235 é da ordem de 3,5 a 5%, enquanto na natureza essa concentração é de 0,711%. Por isso é necessário enriquecer, ou seja, aumentar a proporção de U-235 no combustível, e isso é efetuado através da separação isotópica, baseada nas massas tômicas, que são apenas levemente diferentes entre os isótopos U-235 e U-238.

Como já explicado anteriormente, o urânio necessita estar na forma gasosa para seu uso no processo de enriquecimento. O UF_6 , em temperatura ambiente, é um sólido com alta pressão de vapor e, por isso, nas condições de temperatura e pressão dos processos de enriquecimento mais comuns, comporta-se como um gás.

O componente básico de uma planta de enriquecimento é o elemento de separação isotópica. Nesse elemento ocorre a separação de uma corrente de alimentação em duas correntes, sendo uma mais enriquecida e outra mais empobrecida, conforme esquema da Figura 8.8.

O grau de separação de um elemento é medido por um parâmetro denominado fator de separação (α). O fator de separação α pode ser definido como:

$$\alpha = \frac{xp/(1-xp)}{xw/(1-xw)} \quad (\text{Equação 1})$$

Em que:

xp: fração mássica de urânio na corrente enriquecida.

xw: fração mássica de urânio na corrente empobrecida.

As equações de balanço material da mistura e do isótopo desejado, respectivamente, são:

$$F = P + W \quad (\text{Equação 2})$$

Em que:

F = vazão de alimentação do estágio.

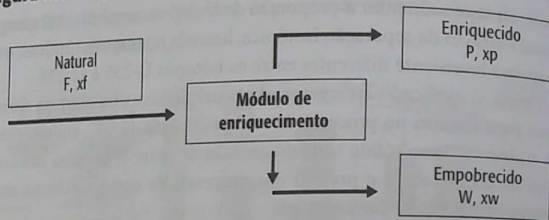
W = vazão da corrente de extração de rejeito.
 P = vazão da corrente de extração de produto.

E a equação de balanço material para o isótopo é:

$$F \cdot x_f = P \cdot x_p + W \cdot x_w \quad \text{(Equação 3)}$$

Em que:
 x_f: fração mássica de urânio na corrente de alimentação.

Figura 8.8 - Esquema do enriquecimento em um módulo.



A unidade de separação é definida pelos valores de α e pelas variáveis de vazão (F ou P ou W). Mas nenhuma delas define, individualmente, o desempenho de uma unidade de separação. Por isso, utiliza-se uma variável definida por Cohen em 1951, denominada variação de valor no elemento de separação:

$$\delta U = P \cdot V(x_p) + W \cdot V(x_w) - F \cdot V(x_f) \quad \text{(Equação 4)}$$

Em que:
 $V(x) = (2x-1) \cdot \ln(1/(1-x))$ (Equação 5)

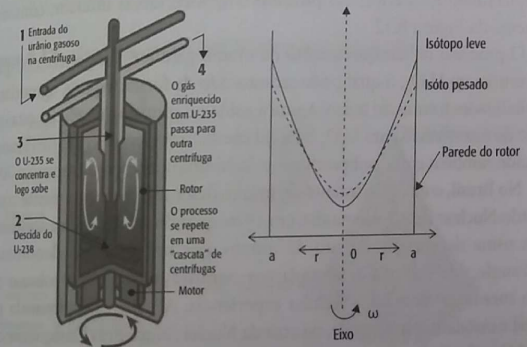
A unidade da variação de valor δU é definida como unidade de trabalho separativa (UTS). A UTS ou unidade de trabalho separativa (em inglês a sigla é SWU) é a unidade que mede o enriquecimento e pode ser definida como a quantidade de energia requerida para obter 1 kg de material de um nível de enriquecimento para outro.

Existem muitos processos de separação isotópica, mas os mais comumente utilizados são a ultracentrifugação e a difusão gasosa.

A separação por meio da ultracentrifugação é efetuada utilizando a pequena diferença de massa entre o U-238 e o U-235. Como a massa do U-238 é maior que a do U-235, o U-238 é arrastado para a parte mais próxima da parede do cilindro da centrífuga, enquanto o U-235, de menor massa, fica na parte mais interna. Também ocorre separação na direção axial com a formação de fluxo axial de contracorrente, que aumenta a separação dos isótopos. Ver Figura 8.9 e, para maiores detalhes, ver Crus (2005).

O fator de separação típico das ultracentrifugas de gerações novas é da ordem de 1,25, alcançando até 2. O consumo de eletricidade é baixo, da ordem de 50 kWh por unidade de separação isotópica. Essa tecnologia pode ser desenvolvida de forma modular, permitindo a expansão conforme a demanda e até mesmo alterando facilmente um projeto de forma a modificar o enriquecimento com um mesmo número de centrífugas.

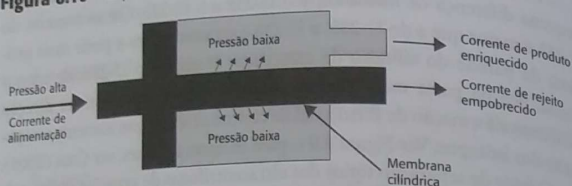
Figura 8.9 - Esquema de uma ultracentrifuga a gás com U-238 representado em cinza escuro e U-235 representado em cinza claro.



Fonte: Adaptado de *Como enriquecer urânio*. Disponível em: <http://www.cicrbs.com.br/pdf/7745217.pdf>. Acessado em: 07 out. 2013.

O método de difusão gasosa efetua a separação isotópica utilizando a diferença de velocidade de difusão dos isótopos de urânio (U-235 e U-238) por meio de uma membrana porosa (Figura 8.10). O fator de separação da difusão gasosa é muito baixo (1,0043) e, por isso, requer usinas muito grandes para viabilizar a operação. Por exemplo, a planta de difusão gasosa da Eurodif é constituída por 1.400 barreiras.

Figura 8.10 – Esquema do processo de difusão gasosa.



Fonte: IAEA (2009).

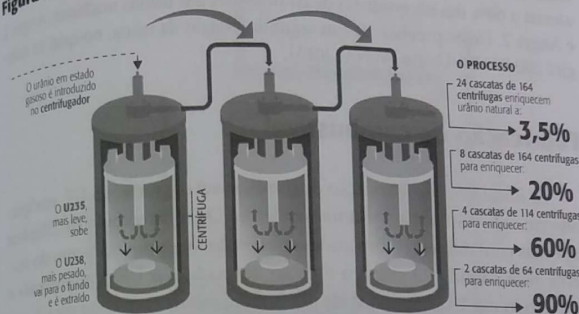
Esse processo consome muita energia, sendo que seu consumo é cinquenta vezes maior que na ultracentrifugação, por isso constroem-se cascatas desses elementos em séries, sendo que cada série é constituída por muitas unidades. Na Figura 8.11 é mostrada a interligação de centrífugas em série. Em cada estágio, o produto enriquecido alimenta o estágio de enriquecimento superior; e o produto empobrecido, o inferior, conforme esquema da Figura 8.12.

O processo de enriquecimento de urânio gera UF₆ empobrecido, que é convertido em U₃O₈, o qual pode ser estocado de forma segura, aguardando possibilidades futuras de reúso. A única usina no mundo que efetua esta operação de reconversão para U₃O₈ é a unidade da Areva, em Pierrelatte (França), gerando também como subproduto ácido hidrofúorídrico ultrapuro a 70%.

No Brasil, o enriquecimento de urânio desembarcou juntamente com o Acordo Nuclear Brasil-Alemanha, em 1976, quando foi definida a compra de uma usina de enriquecimento de urânio, por um processo denominado Jet-Nozzle, de eficiência contestada por cientistas e técnicos e sobre o qual nem mesmo a Alemanha detinha experiência. A usina foi adquirida pelo Brasil e instalada em Rezende, na área da Nuclei (Nuclebrás Enriquecimento Isotópico S.A.). Essa usina nunca operou comercialmente por problemas técnicos e o Brasil continuou fortemente dependente do estrangeiro para o fornecimento de combustível nuclear.

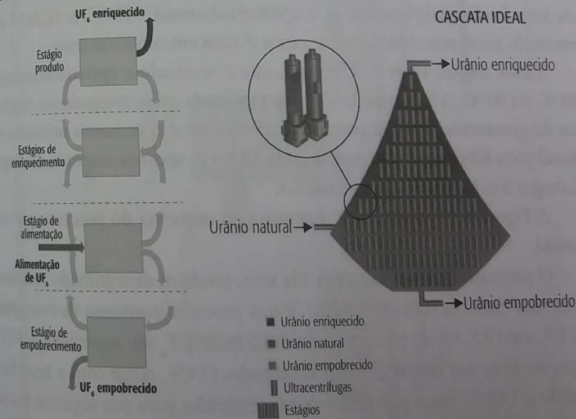
Surge então, no início dos anos 1980, o chamado Programa Nuclear Paralelo da Marinha do Brasil, que iniciou o desenvolvimento do processo de enriquecimento de urânio por centrifugação. Foi construída uma planta de demonstração no Centro Experimental de Aramar, em Iperó-SP. E, posteriormente, utilizando-se a mesma tecnologia, foi implantada em Resende, pela INB (sucessora da Nuclei), em substituição às de Jet-Nozzle, cascatas de ultracentrifugas com base na tecnologia desenvolvida pela Marinha.

Figura 8.11 – Esquema de uma cascata de ultracentrifugas a gás.



Fonte: Adaptado de *Enriquecer urânio*. Disponível em: http://4.bp.blogspot.com/-1OL-AAQjY/UNYR2SgEDK1/AAAAAAAAAhuA/t08u6a5F6zo/s1600/fo-to_09032010200644.jpg. Acessado em: 15 set. 2014.

Figura 8.12 – Esquema das cascatas de enriquecimento isotópico.



Fonte: IAEA (2009).

A usina é composta por várias cascatas montadas em quatro módulos, tendo sido inaugurada em 2006. Os quatro módulos devem totalizar as 115.000 SWU/ano, sendo cada módulo composto por quatro ou cinco cas-

catas de 5.000 a 6.000 SWU/ano. Espera-se que o primeiro estágio da usina atenda a 60% das necessidades de combustível das usinas nucleares Angra 1 e Angra 2. Existe previsão de um segundo estágio da usina, no qual se atingirá 200.000 SWU/ano (WNA, 2013).

Fabricação de combustível

As instalações de fabricação de combustível convertem o UF_6 enriquecido em combustível para reatores nucleares. O UF_6 é recebido em cilindros especiais com diferentes dimensões em função do enriquecimento do material nele contido. O cilindro é então aquecido e o UF_6 é vaporizado e convertido em UO_2 na forma de pó. O processo de conversão do UF_6 em UO_2 pode ser efetuado por dois métodos: via seca ou via úmida (TCAU).

No processo por via úmida, por batelada, o UF_6 é vaporizado e transferido para o reator onde é efetuada a precipitação em um tanque pré-carregado com CO_2 e amônia gasosa (NH_3), produzindo TCAU, que é um sólido amarelo. Em seguida, o TCAU disperso em água é bombeado para filtros rotativos a vácuo e seco, sendo enviado para a fase de redução num forno de leito fluidizado. Nesse forno, a aproximadamente $540\text{ }^\circ\text{C}$, o TCAU é alimentado junto com hidrogênio e vapor d'água em contracorrente.

Desse reator, sai o UO_2 em pó, que é resfriado a aproximadamente $80\text{ }^\circ\text{C}$ ou $90\text{ }^\circ\text{C}$. A batelada de UO_2 é estabilizada e descarregada em tambores de geometria especial para estocagem. Esse é o processo utilizado no Brasil para fabricação das pastilhas de UO_2 em uso nos reatores de Angra 1, Angra 2 e, no futuro, para Angra 3.

A Figura 8.13 mostra um diagrama do esquema do processo por via úmida.

O processo de conversão por via seca, também denominado rota seca integrada (RSI ou IDR em inglês), é um processo contínuo de conversão do UF_6 em UO_2 . Nesse processo, os cilindros de UF_6 são aquecidos, e o UF_6 vaporiza para um reator de leito fluidizado. O UF_6 reage com a água formando o UO_2F_2 . Estas partículas são transferidas para um segundo reator de leito fluidizado, com vapor superaquecido e amônia craqueada (produzindo H_2) que reduz o UO_2F_2 para UO_2 , e essa reação é repetida em um outro reator a fim de assegurar que a conversão seja completa. O esquema da Figura 8.14 mostra as principais etapas do processo de conversão do UF_6 para UO_2 . O UO_2 produzido está na forma granular.

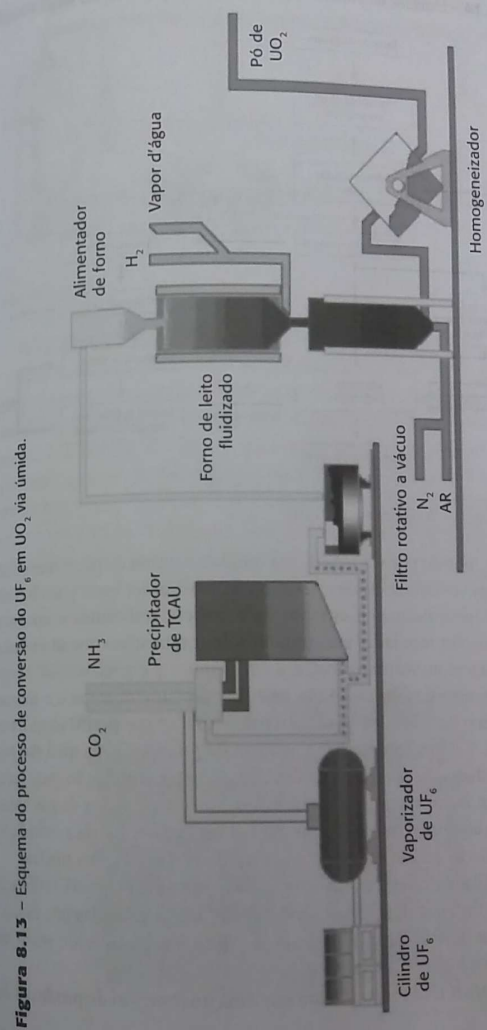
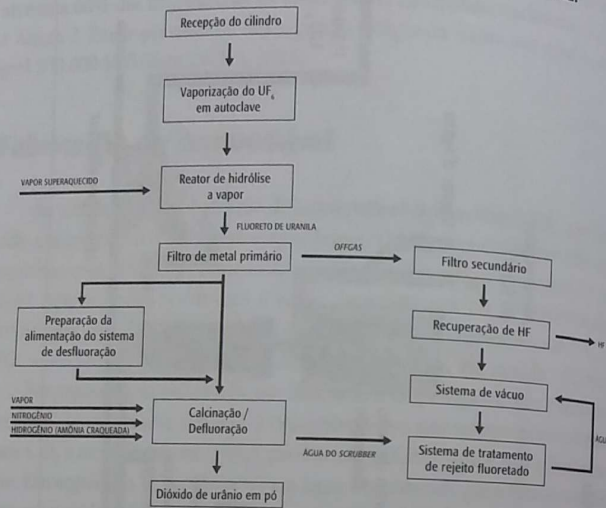


Figura 8.13 – Esquema do processo de conversão do UF_6 em UO_2 via úmida.

Fonte: adaptado de NRC Course (2012b).

Figura 8.14 – Esquema do processo de conversão do UF₆ em UO₂ via seca.



Fonte: adaptado de NRC Course (2012b).

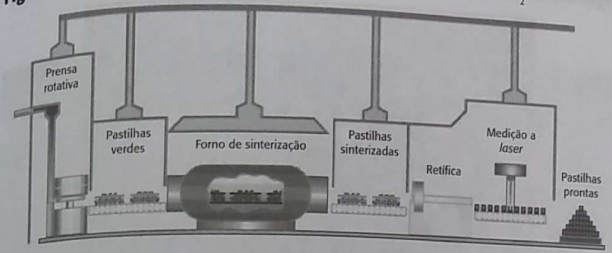
O UO₂, obtido por via seca ou via úmida na forma de pó, é convertido em pastilhas cerâmicas. Após o término da fabricação, essas pastilhas são carregadas mecanicamente em varetas metálicas resistentes à corrosão. Essas varetas são montadas em conjuntos de combustível que são levados para montagem no reator, embalados em *containers* especiais.

No processo de fabricação das pastilhas, a primeira etapa é a mistura com pequenas quantidades de aditivos para alcançar as especificações físicas necessárias. A etapa seguinte é a prensagem do pó de UO₂, na qual são produzidas as chamadas “pastilhas verdes”. Estas são encaminhadas para sinterização num forno à temperatura de 1.750 °C e em presença de gás hidrogênio, onde adquirem resistência mecânica (dureza) necessária às condições de operação a que serão submetidas dentro do reator da usina nuclear.

As pastilhas sinterizadas passam, ainda, por uma etapa de retificação para ajuste fino das dimensões, sendo então acondicionadas em caixas e armazenadas adequadamente em um depósito, para posterior envio aos reatores nucleares.

Na Figura 8.15, é mostrado um esquema do processo de produção das pastilhas.

Figura 8.15 – Esquema do processo de produção das pastilhas de UO₂.



Fonte: INB (2013).

A Figura 8.16 mostra a pastilha de UO₂.

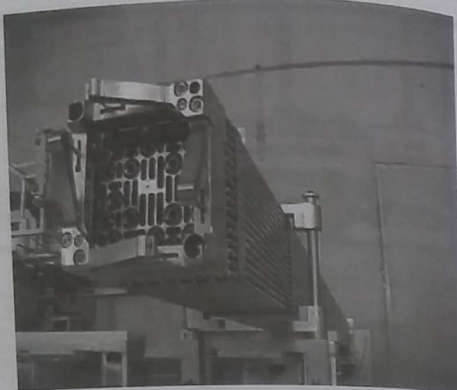
Após a etapa de fabricação, as pastilhas são colocadas em tubos fabricados com material adequado, geralmente Zircalloy (Zircalloy 2 para reatores BWR e Zircalloy 4 para PWR), e montadas em configurações conforme as especificações de cada reator. O material de revestimento (*cladding*) destes tubos deve ser adequado, pois protege o refrigerante do reator da contaminação com produtos de fissão que estão contidos dentro do elemento combustível. O conjunto do tubo e das pastilhas forma a barra de combustível, que é montada na forma de matrizes compondo o chamado elemento combustível (*fuel assemblies*). Na Figura 8.17, é mostrado um conjunto de combustível da usina de Angra 1.

Figura 8.16 – Pastilha de UO₂.



Fonte: Gonçalves (2012).

Figura 8.17 – Elemento combustível de Angra 1.



Fonte: Gonçalves (2012).

As etapas básicas de carga e montagem do elemento combustível são: limpeza e inspeção do tubo, solda da parte inferior do tubo, carga das pastilhas, solda de fechamento da parte superior do tubo, perfuração a laser, carga de hélio, solda final, teste de vazamento a hélio, inspeção, montagem do elemento, inspeção, estocagem e carregamento no *container* de transporte.

No Brasil, a unidade que fabrica elementos combustíveis está localizada na cidade de Rezende, Rio de Janeiro, e pertence às Indústrias Nucleares Brasileiras (INB). Possui capacidade de produção de pastilhas de 160 t/ano e capacidade de montagem de combustível de 280 t/ano.

Existem outros tipos de elemento combustível que utilizam outros compostos de urânio, como: urânio metálico, para reatores de pesquisa, e óxido misto de urânio (MOx), constituído de mistura de urânio reprocessado e plutônio. No Brasil, não existem instalações de reprocessamento nem se utilizam, nos reatores comerciais, elementos combustíveis do tipo óxido misto.

Após o término da utilização do combustível no reator nuclear, eles são colocados em unidades de estocagem e então denominados combustível usado (*spent nuclear fuel*). Na Figura 8.18 é mostrado o elemento combustível usado sendo removido durante o processo de troca de combustível. Aproximadamente um terço do combustível nuclear do reator é substituído durante a etapa, geralmente anual, da troca do combustível.

Figura 8.18 – Elemento combustível usado em processo de remoção durante a troca de combustível do núcleo de um reator.



Fonte: adaptado de NRC Course (2012c).

Combustível pós-irradiado

Após a substituição do combustível no núcleo do reator por um elemento combustível novo, a sua composição típica é de 94 a 86% de urânio, aproximadamente 1 a 1,3% de plutônio, 3 a 5% de produtos de fissão, ~ 0,2% de compostos transurânicos e produtos de fissão estáveis que não são radiativos, todos resultantes da reação de fissão do urânio dentro do núcleo (NRC Course, 2012c). Nota-se que o combustível nuclear usado, diferentemente dos combustíveis fósseis, gera um rejeito de alto potencial energético.

A maior parte do combustível utilizado no mundo está armazenada nas piscinas de estocagem de combustível usado, que possuem no mínimo 7 m de profundidade. A água é utilizada tanto com o objetivo de resfriar os elementos quanto para operar como blindagem em relação aos intensos níveis de radiação desses elementos. Ver Figura 8.19.

Primeiramente, os elementos são colocados numa piscina de estocagem dentro do reator (estocagem úmida ou *wet storage*) e, após determinado período, são enviados para uma estocagem intermediária. A estocagem a seco não é adequada até que o combustível tenha ficado em estocagem com água por alguns anos (mínimo entre 5 e 10 anos), quando então a quantidade de calor gerada pelo decaimento radiativo tenha sido suficientemente reduzida.

Atualmente, a maior parte dos elementos combustíveis é mantida estocada nessas piscinas, inclusive no Brasil, onde a totalidade deles se encontra nas piscinas dentro das usinas de Angra 1 e 2.

As opções para estocagem e uso do elemento combustível são três: estocagem em longo prazo, reprocessamento e disposição final.

A estocagem em longo prazo consiste na transferência dos elementos combustíveis das piscinas de estocagem dentro dos reatores para locais de estocagem a seco. A disposição final é a estocagem definitiva do combustível.

A etapa de reprocessamento consiste na recuperação do urânio e do plutônio, entre outros radionuclídeos, que estão presentes no combustível após a irradiação no reator. De modo simplificado, o reprocessamento consiste nas etapas de desmontagem do elemento combustível, lixiviação e separação do urânio, plutônio e produtos de fissão a partir do combustível picado. O plutônio (Pu-239) recuperado pode ser usado como substituto do urânio (U-235) em novos conjuntos de combustível. Essa combinação é denominada combustível de óxido misto ou MOx.

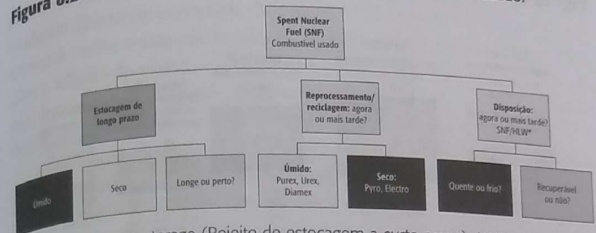
Na Figura 8.20, é apresentada a árvore de opções para destino do combustível usado.

Figura 8.19 - Piscina de estocagem para elemento combustível usado dentro de um reator.



Fonte: adaptado de NRC Course (2012c).

Figura 8.20 - Árvore de decisões possíveis para uso do combustível usado.



(*) SNF = Short term storage (Rejeito de estocagem a curto prazo); HLW = High level waste (Rejeito de alto nível).

Fonte: adaptado de NRC Course (2012c).

No Brasil, a gestão dos resíduos radiativos é de responsabilidade da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN). A legislação prevê a construção de um repositório no Brasil e esta solução deve ser equacionada antes do término do comissionamento da usina Angra 3.

A PRODUÇÃO DE ENERGIA ELÉTRICA

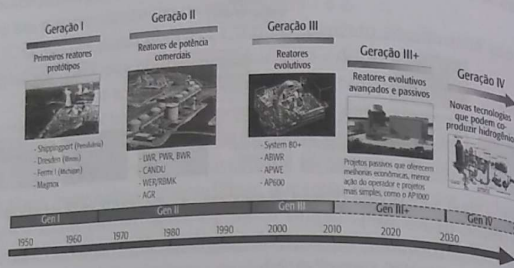
A produção de energia elétrica pelo uso de reatores nucleares ainda é muito pouco conhecida pelo público, o que, muitas vezes, induz as pessoas ao medo.

Atualmente existem 438 reatores nucleares em operação, acumulando um total de 16.096 reatores-ano de operação, no final de 2012. O Brasil contribui com 43 reatores-ano para esse número (IAEA, 2015). Estes números demonstram a maturidade da geração nucleoeletrica que, além disso, é uma fonte de energia com baixíssima emissão de gases do efeito estufa.

O primeiro reator nuclear que produziu energia elétrica foi o Experimental Breeder Reactor EBR-I. Estes reatores são chamados de reatores da primeira geração, denominada geração I (*generation I*), como: Shipping Port, Magnox, Fermi (Figura 8.21).

A geração II abrange os reatores instalados desde a década de 1960 até 1990, que são a maior parte dos reatores em operação no mundo atualmente. As usinas de Angra 1, 2 e 3 possuem projetos enquadrados na definição de geração II.

Figura 8.21 – Evolução dos reatores nucleares para geração elétrica.



Fonte: Westinghouse (2013).

Os reatores de geração III consistem na evolução dos reatores em operação (geração II) instalados até o final da década de 1990. Essa geração possui características evolutivas adicionais à geração II, tais como: padronização, segurança, tamanho físico e produção de energia.

A padronização é muito importante por tornar mais fácil para a indústria compartilhar e comparar as informações de segurança, já que, anteriormente, cada empresa possuía um projeto original de reator. Essa padronização significa equipamentos, salas de controle, treinamento e medidas de segurança similares (Testa, 2013a). Assim, empresas proprietárias de usinas poderão efetuar *benchmarking* entre elas e estabelecer as melhores práticas em todo o parque que será instalado.

Essa padronização também poderá melhorar a velocidade de licenciamento das usinas, que era um grande entrave para os reatores da geração II (Testa, 2013a) e também tornava mais difícil e, conseqüentemente demorada, a tarefa de licenciamento e fiscalização das entidades reguladoras, como a NRC americana (United States Nuclear Regulatory Commission) ou a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), no Brasil.

Para os reatores da geração III, é previsto o uso de recursos de segurança "passiva", que são menos vulneráveis ao fracasso, porque eles não dependem de ações de origem elétrica, mecânica ou do fator humano para funcionar. Um exemplo dessas ações passivas é o resfriamento de emergência. A Westinghouse, para seus reatores AP, apresenta o sistema de resfriamento

passivo do núcleo, que utiliza um tanque de água em um nível elevado e localizado dentro da contenção. A mesma Westinghouse incluiu também o sistema de resfriamento passivo da contenção, que utiliza um tanque de água sobre o telhado do edifício da contenção que, por sua vez, abriga o reator, o vaso de contenção e os geradores de vapor. Os reatores AP-600 e AP-1000 da Westinghouse já obtiveram a aprovação de seus projetos pela NRC.

Com relação ao tamanho, os componentes críticos das usinas de geração III são maiores e pesam mais que os seus antecessores da geração II. Quanto ao peso, os reatores construídos na geração II requerem cerca de 2.200 toneladas de aço forjado, enquanto os da geração III necessitam de cerca de o dobro disso. Mas as novas usinas de geração III estão na faixa de capacidade de geração de 1.000 MW (AP-1000 da Westinghouse, Figura 8.22) até 1.600 MW (Evolutionary/European Reactor Power – EPR), e assim tendem a ser maiores que as da geração II.

Os reatores da geração IV são denominados reatores avançados e prevê-se que estarão instalados por volta de 2030. As principais metas dos projetos de reatores da geração IV são: sustentabilidade, economia, eficiência no uso de combustíveis, segurança e confiabilidade.

Uma característica importante é a eliminação da necessidade de plano de emergência externo à usina, isso porque a probabilidade de dano ao núcleo será muito baixa. Em relação à confiabilidade, os projetos da geração IV vão exceder as expectativas em termos de segurança.

A geração IV ainda possui características que protegem contra a proliferação de armas, pois aumentam a garantia de que não ocorrerá desvio ou roubo de material utilizável em armas e fornece maior proteção física contra atos de terrorismo.

A produção de energia dentro do reator

Nos reatores nucleares se produz a energia elétrica a partir da reação de fissão dos átomos de urânio. O que é essa reação e como ela se processa? A reação de fissão ilustrada na Figura 8.23, conforme já comentado anteriormente, é uma reação em que átomos mais pesados se dividem em partes mais leves.

O combustível mais comumente utilizado nos reatores nucleares é o urânio. Esse elemento é encontrado na natureza na forma de vários isótopos, que possuem o mesmo número de prótons (92), mas com número de nêutrons diferentes. O isótopo mais abundante é o U-238 (abundân-

CEN.ETM

cia 99,2745%), que possui 146 nêutrons, depois o U-235 (abundância 0,7200%), que possui 143 nêutrons, em seguida temos o U-234 (abundância 0,0055%), com 142 nêutrons (NCSU, 1999).

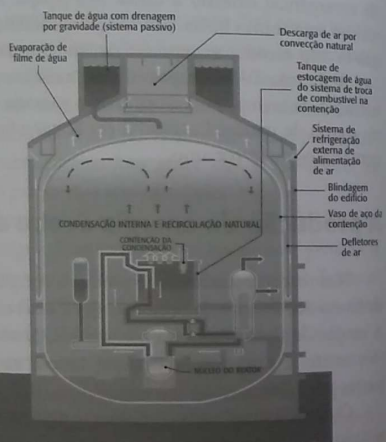
No caso dos reatores que utilizam como combustível urânio, o isótopo que normalmente sofre a fissão é o U-235, que, ao ser bombardeado por nêutrons térmicos, divide-se em vários átomos, além de produzir energia, denominada nuclear, como na Figura 8.23. Para que a reação de fissão seja controlada, devem-se produzir nêutrons térmicos, com a energia necessária para que o nêutron não seja tão energético e passe pelo átomo de urânio sem fissioná-lo.

A reação de fissão pode ser em cadeia e descontrolada, mas, dentro de um reator nuclear, essa reação em cadeia não ocorre por vários motivos, tanto pela presença de controle de moderação como pela presença de absorvedores de nêutrons.

Figura 8.22 - Esquema do AP-1000 da Westinghouse, mostrando suas principais características.

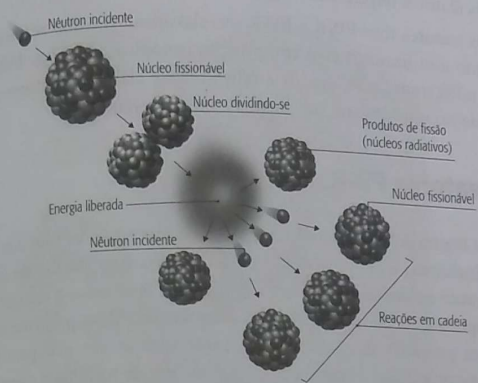
- Não é requerida alimentação em corrente alternada (AC) para operação segura
- Resfriamento do núcleo é fornecido para estado de desligamento seguro para tempo longo, 72 horas sem ação do operador
- O reator AP1000 (PWR) é projetado de modo que o núcleo permaneça dentro do vaso do reator mesmo durante um acidente severo
- O AP1000 incorpora 50 anos de experiência operacional
- Após 72 horas com algumas ações do operador para transferência de água, o resfriamento do núcleo e o resfriamento da contenção são mantidos indefinidamente
- O sistema de resfriamento da piscina de combustível usado do AP1000 é capaz de fornecer resfriamento para o combustível usado indefinidamente, com mínima necessidade de atuação do operador

Simplesmente mais avançado



Fonte: Westinghouse (2011).

Figura 8.23 - Reação de fissão do U-235.



Fonte: Webster (2015).

A moderação é a propriedade que um material moderador possui de diminuir a velocidade dos nêutrons rápidos, transformando-os em térmicos. Por isso, os moderadores permitem que ocorra a fissão. Absorvedores de nêutrons são materiais que capturam os nêutrons térmicos, evitando um aumento de sua quantidade de modo a evitar a reação em cadeia.

A energia nuclear emitida na reação de fissão é convertida em energia térmica, pelo uso de refrigerantes que se aquecem e produzem energia elétrica por meio de turbinas a vapor. O refrigerante mais utilizado nos reatores nucleares atuais é a água.

Podem-se classificar os reatores nucleares em seis diferentes tipos:

- Os *Pressurized Water Reactor* (PWR), que usam a água no estado líquido como refrigerante e por isso são pressurizados.
- Os *Boiling Water Reactor* (BWR), que usam a água no estado de vapor para refrigerar o núcleo.
- Os reatores PWR avançados, que usam a mesma tecnologia dos reatores PWR convencionais acrescida de avanços relacionados à segurança.
- Os reatores BWR avançados, que são os BWR convencionais com a adição de avanços relacionados à segurança.

- Os reatores moderados à água pesada.
- Os reatores refrigerados a gás.
- Os reatores tipo PWR e BWR são classificados como reatores à água leve, pois a utilizam (com a composição isotópica natural de hidrogênio) como refrigerante, moderador e refletor. Essa classe de reatores é a mais utilizada no mundo para produção de energia elétrica.

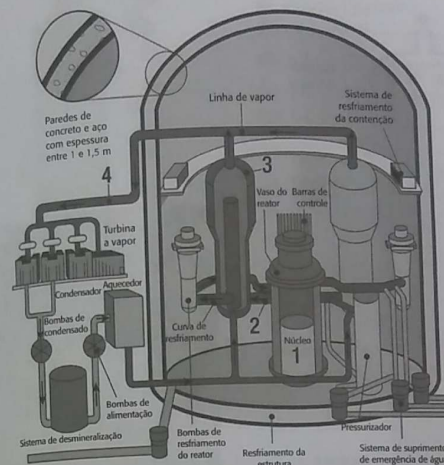
Os reatores PWR

Na Figura 8.24, são mostrados os principais componentes dos reatores PWR, incluindo a contenção. No núcleo, ocorrem as reações de fissão e o refrigerante é utilizado para remover o calor. Nesse caso, o refrigerante é a água líquida que, mesmo aquecida a altas temperaturas, permanece líquida pois está pressurizada. Também são mostrados os sistemas para reatores PWR que produzem a energia elétrica por meio de turbinas a vapor.

A temperatura de entrada da água no vaso do reator é de aproximadamente 290 °C (variando um pouco em função do projeto térmico do reator). A água circula na parte externa do núcleo, operando como refletor, depois, circula dentro do núcleo, onde é aquecida, saindo do vaso a aproximadamente 325 °C. Para que não ocorra a vaporização da água, a mesma é mantida pressurizada a aproximadamente 15 Mpa (Lamarsh e Baratta, 2001). A água que refrigera o núcleo circula pelo uso de bombas acionadas por motores elétricos. Para suprir a falta de energia elétrica da rede externa, o reator possui um sistema a diesel de emergência e um sistema de resfriamento de emergência. A corrente de água sai do vaso do reator e dirige-se para o gerador de vapor, onde ocorre a sua produção, usando o calor contido na água que sai do vaso do reator. O vapor produzido no seu próprio gerador (Figura 8.25) sai a uma temperatura de aproximadamente 293 °C e 5 MPa. Reatores PWR de maior capacidade podem utilizar vários GV produzindo vapor.

Com a função de prevenir a variação de pressão (aumento ou diminuição), que pode levar a uma vaporização da água no núcleo, os PWR são equipados com pressurizadores. A Figura 8.26 mostra um esquema de um pressurizador. Ele é constituído por um tanque que contém vapor e água quente na parte inferior. Possui um sistema de controle que é atuado pelo valor da pressão na água de refrigeração do núcleo; em caso de pressão alta, acionam-se os *sprays* na parte superior e, em caso de pressão baixa, nos aquecedores imersos na água do fundo, com a finalidade de aumentar a pressão.

Figura 8.24 - Principais componentes dos reatores tipo PWR, incluindo a contenção (Areva).



Fonte: NRC (2015).

Na Figura 8.27, é mostrado o esquema de um pressurizador operando com quatro geradores de vapor e uma bomba de alimentação de água para cada gerador de vapor.

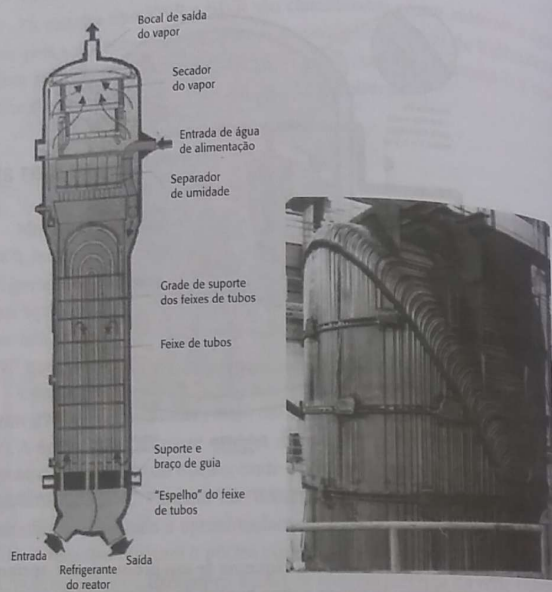
Os reatores tipo PWR usam como combustível o dióxido de urânio (UO₂) levemente enriquecido (2 a 5% em peso) na forma de pastilhas de 1 cm de diâmetro por 2 cm de altura.

Estes cilindros são colocados em varetas seladas de aço inox e Zircalloy 2 ou 4 (sem níquel), com aproximadamente 4 m de comprimento. Os tubos de Zircalloy possuem a função de suporte do combustível e previnem o escape dos produtos de fissão para o refrigerante. Eles também são pressurizados com gás hélio à pressão de aproximadamente 3,4 MPa.

As barras de combustível são arranjadas na forma de estrutura denominada "conjunto do combustível", conforme mostrado na Figura 8.28.

O arranjo desses conjuntos de combustível no núcleo do reator é aproximadamente cilíndrico. Os reatores PWR mais comuns contêm entre 150 e 200 conjuntos de combustível. O controle da produção de energia e da

Figura 8.25 - Esquema de gerador de vapor em tubos de U e foto de gerador de vapor vertical com tubos em U.



Fontes: Eletronuclear (2003); NRC (2007).

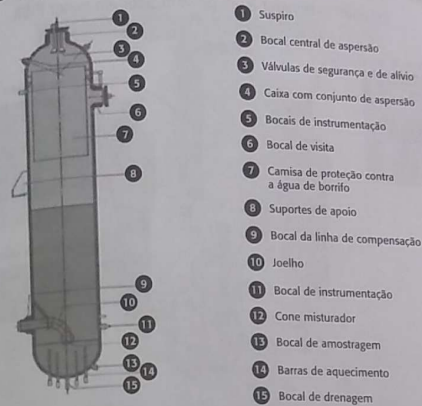
reação de fissão no reator é efetuado por barras de controle e pelo sistema de injeção de ácido bórico no sistema de refrigeração.

Em reatores PWR utilizados em submarinos, o enriquecimento do urânio pode atingir 90% em peso do U-235, e isso reduz as dimensões do núcleo e do reator. O urânio altamente enriquecido é caro e, por motivos econômicos, não é usado em plantas estacionárias.

Reatores BWR

Os reatores BWR, que usam a água de refrigeração no estado vapor, foram inicialmente utilizados experimentalmente no começo dos anos

Figura 8.26 - Esquema de um pressurizador em reator PWR.



Fonte: Eletronuclear (2003).

1950, com os famosos experimentos Borax, que mostraram que era de fato possível controlar e tornar estável um reator, mesmo com a vaporização da água, desde que a pressão fosse adequada (ANL, 1998).

Desde então, o BWR e o PWR competem na área de produção comercial de energia nuclear. Nos últimos anos, o BWR tem perdido penetração neste mercado, principalmente após o acidente de Fukushima, que será tratado posteriormente, junto com os principais acidentes nucleares; será mais difícil ainda a construção de novos reatores desse tipo.

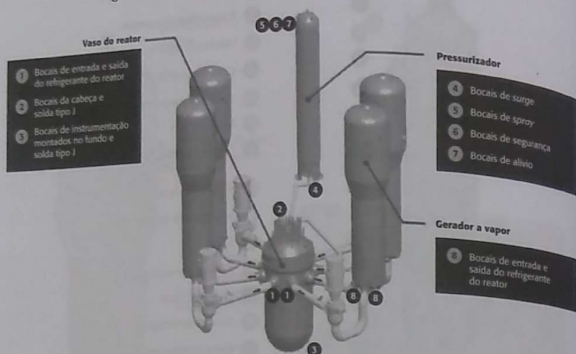
Mas uma das maiores vantagens dos reatores BWR é que o vapor formado no núcleo vai diretamente para as turbinas a vapor que produzem a energia elétrica. E ainda, a quantidade de água bombeada no núcleo de BWR é menor que em um reator PWR equivalente, visto que, no BWR, o refrigerante absorve calor usando o calor latente (para vaporizar a água), que é maior que o calor sensível (utilizado no PWR).

A desvantagem, porém, advém também do fato de que o vapor que sai do núcleo é radiativo e vai diretamente para as turbinas a vapor. Então, todos os componentes do sistema da turbina devem ficar no prédio da contenção blindada.

Um reator BWR típico, como na Figura 8.29, funciona da seguinte forma:

- O núcleo dentro do reator cria calor por meio da reação de fissão.

Figura 8.27 - Esquema simplificado do sistema de produção de vapor com quatro geradores de vapor e um pressurizador em reator PWR.

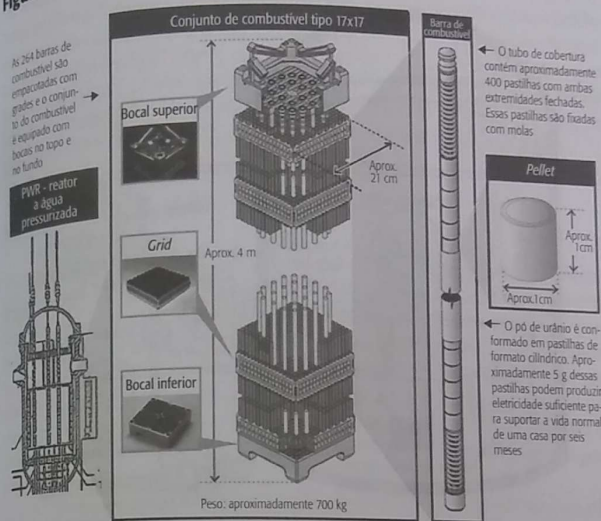


Fonte: Hirano et al. (2010a).

- No núcleo, a água sobe do *plenum* (câmara inferior) para a parte superior através do núcleo e, nesse trajeto, recebe calor sensível e latente. Parte do refrigerante está vaporizado quando atinge o topo do núcleo.
- Essa mistura passa pelos separadores de vapor, que removem a maior parte da água. O vapor, então, passa para o conjunto de secadores, que removem a água remanescente que sai do reator pela linha que alimenta a turbina a vapor.
- A linha de vapor alimenta a turbina principal, que gira um gerador produzindo eletricidade. O vapor não utilizado é enviado para o condensador, onde é condensado.
- A água extraída do condensador com uma série de bombas é reaquecida e retorna para a alimentação do reator.

O núcleo do reator contém conjuntos de combustível que são refrigerados pelo sistema de circulação de água constituído por bombas elétricas. Essas bombas e outros sistemas operativos na planta recebem energia elétrica da rede elétrica externa. Se ocorrer falta de energia externa, então entra em operação o sistema de refrigeração de emergência, o qual é alimentado por outras bombas, que podem ser alimentadas

Figura 8.28 - Esquema da estrutura básica do conjunto do combustível em reator PWR.



Fonte: Nuclear Fuel Industries (2006).

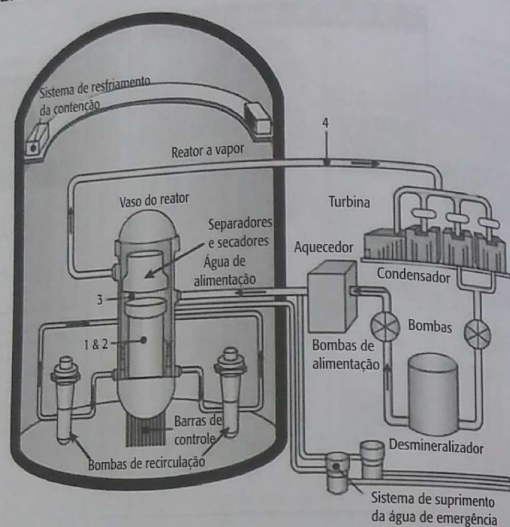
eletricamente por geradores a diesel de emergência dentro do próprio local da usina.

Outros sistemas de segurança do reator, como a refrigeração da contenção, também necessitam de energia elétrica.

A pressão no circuito de refrigeração do núcleo do BWR é de aproximadamente 7 MPa, que é metade do valor utilizado no circuito similar do PWR. Por isso, a espessura da parede necessária para o vaso do reator de um BWR é menor que a de um PWR. Mas, como a densidade de potência de um reator BWR é menor que a de um PWR, o tamanho do vaso dele é maior para a mesma potência. Consequentemente, o custo do vaso dos dois é aproximadamente o mesmo (Lamarsh e Baratta, 2001).

Um BWR do tipo descrito por Lamarsh e Baratta (2001) produz vapor a aproximadamente 290°C e 7 MPa, com eficiências entre 33 e 34%. Sistemas de BWR típicos contêm entre 370 e 800 conjuntos de combustível.

Figura 8.29 – Esquema de um reator BWR.



Fonte: NRC (2013b).

O combustível do reator BWR é, em essência, similar ao do reator PWR. A diferença é que as barras de controle do BWR são sempre colocadas no fundo do reator, enquanto as dos reatores PWR são colocadas no topo. A razão disso é que, no topo do BWR, existe menor densidade de água em virtude da presença de vapor, e a movimentação das barras nessa região não tem tanto efeito no controle da reação quanto se colocada no fundo, onde existe água líquida.

ACIDENTES NUCLEARES E SEGURANÇA

O início do uso da energia nuclear para geração elétrica, na década de 1950, deu origem a preocupações sobre os acidentes e seus possíveis efeitos. Um cenário nuclear particularmente perigoso e muito estudado foi a perda

de resfriamento do núcleo que poderia resultar na fusão do mesmo. Os projetos ocidentais de reatores tentam evitar esses acidentes, sendo que a indústria tem sido muito bem sucedida. Em mais de 14.500 reatores-ano de operação comercial em 32 países, ocorreram apenas três grandes acidentes com usinas nucleares – Three Mile Island, Chernobyl e Fukushima – o segundo sendo de pouca relevância para o projeto de reatores, pois seu projeto não possuía contenção. Os três acidentes são descritos em detalhes a seguir.

Three Mile Island

A unidade 2 da usina Three Mile Island (TMI-2) localiza-se próxima à cidade de Middletown, Pensilvânia, e teve seu combustível parcialmente derretido em 28 de março de 1979. Este foi o acidente operacional mais grave da história da energia nuclear comercial nos Estados Unidos, embora as liberações radiativas tenham sido pequenas e não tenham sido detectados efeitos na saúde dos trabalhadores e do público geral. A fusão parcial dos elementos combustíveis de TMI-2 foi causada por uma combinação de mau funcionamento do equipamento, problemas relacionados com o projeto e erros dos operadores.

A maior consequência foram as mudanças radicais envolvidas no planejamento de resposta a emergência, treinamento de operadores do reator, proteção radiológica e outras áreas operacionais das usinas. Uma análise cuidadosa dos eventos do acidente identificou problemas e levou a mudanças permanentes e abrangentes de como a NRC regula seus licenciados – que, por sua vez, reduziram o risco para a saúde pública e aumentaram a segurança. Outros órgãos licenciadores no mundo também foram forçados a aumentar a segurança, apesar das diferenças que separam os diversos países em termos de supervisão regulatória.

Resumo de eventos

O acidente começou por volta de quatro horas da manhã no dia 28 de março de 1979, quando a usina sofreu uma falha no circuito secundário, na parte não nuclear do reator 2 da usina. Uma falha (mecânica ou elétrica) impediu que as bombas principais de alimentação de água enviassem água para os geradores de vapor. Isso causou o desligamento da turbina a vapor e, em seguida, o desligamento do próprio reator. Imediatamente, a pressão no circuito primário começou a aumentar, e a válvula de descarga do pressurizador foi automaticamente aberta para controlar a pressão. A válvula deveria

ter fechado quando a pressão caiu para níveis adequados, mas ficou travada na posição aberta. A Figura 8.30 mostra um esquema do reator de TMI-2.

No entanto, os instrumentos na sala de controle indicaram que a válvula foi fechada e, assim, os operadores não tiveram conhecimento de que a água de resfriamento estava saindo pela válvula travada em aberto. O circuito primário foi perdendo água e não havia nenhum instrumento que mostrasse a quantidade de água que cobria o núcleo, então os operadores assumiram que havia quantidade de água suficiente, porque o nível de água no pressurizador estava elevado. Quando os alarmes soaram e as luzes de emergência acenderam, os operadores não perceberam que o reator estava passando por um acidente de perda de refrigerante e tomaram uma série de ações que pioraram as condições.

A água que escapava pela válvula travada reduziu tanto a pressão do sistema primário que as bombas de refrigeração do reator tiveram de ser desligadas para evitar vibrações perigosas. Para evitar que o pressurizador se enchesse completamente, os operadores reduziram a quantidade de água de resfriamento de emergência que estava sendo bombeada para o circuito primário. Sem o fluxo adequado de água, o combustível nuclear ficou superaquecido a tal ponto que o revestimento de zircônio se rompeu e as pastilhas de combustível começaram a derreter. Posteriormente, verificou-se que cerca de metade do núcleo foi fundido durante as fases iniciais do acidente. Apesar de TMI-2 ter sofrido uma fusão grave do núcleo, o tipo mais perigoso de acidente nuclear, as consequências externas à planta foram mínimas. Ao contrário do acidente de Chernobyl e Fukushima, o prédio de contenção do TMI-2 permaneceu intacto e manteve contido quase todo o material radiativo do acidente.

Atualmente, o reator TMI-2 está permanentemente desligado e todo o combustível foi removido. O sistema de resfriamento do reator está completamente drenado, a água foi descontaminada de elementos radiativos e evaporou-se. Os resíduos radiativos do acidente foram enviados para fora do local para uma área de descarte adequada, e o combustível do reator e os detritos do núcleo foram enviados para o Departamento de Energia do Idaho National Laboratory. Em 2001, a FirstEnergy adquiriu TMI-2 da GPU e contratou o monitoramento de TMI-2 pela Exelon, o atual proprietário e operador de TMI-1. As empresas planejam manter as instalações TMI-2 na condição de armazenamento monitorado, até que a licença de operação da TMI-1 expire, quando então serão descomissionadas.

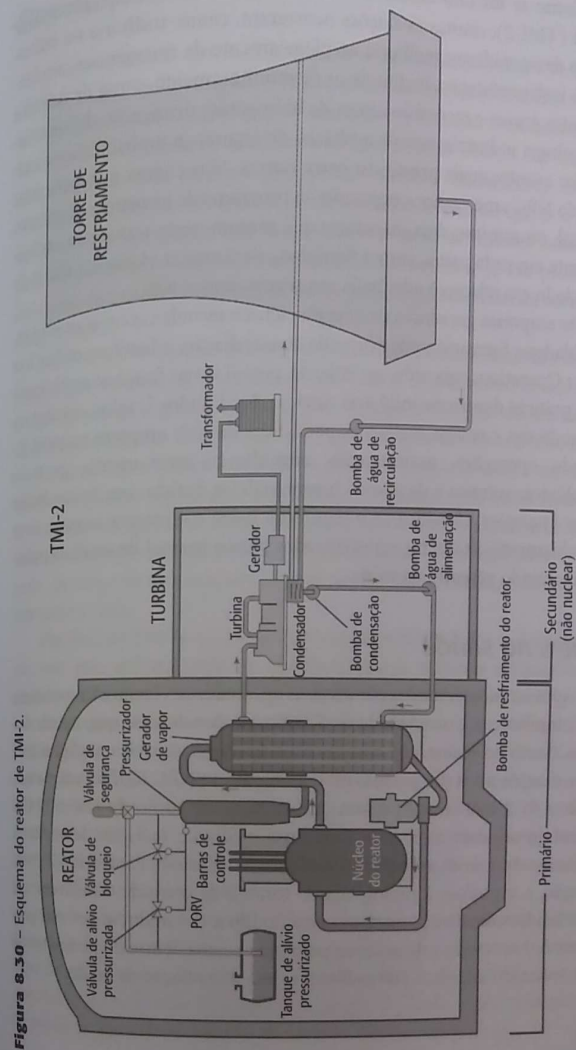


Figura 8.30 – Esquema do reator de TMI-2.

Fonte: NRC (2013c).

Como já foi dito anteriormente, devido ao acidente de Three Mile Island (TMI-2), muitas evoluções ocorreram, como: melhoria no treinamento de operadores; melhoria no planejamento de emergências; mudanças na instrumentação, incluindo as de monitoramento, capaz de resistir a acidentes graves e recombinadores de hidrogênio; divulgação de informações sobre a indústria; uso de avaliação de segurança probabilística e análise dos eventos mais prováveis; entre outras. Mas chama a atenção uma ação do NRC americano: a expansão do programa de inspetores residentes, na qual, no mínimo dois inspetores que moram perto trabalham exclusivamente em cada usina, com a finalidade de fornecer vigilância diária do licenciado em relação à aderência aos regulamentos NRC.

As empresas geradoras de energia elétrica reconheceram suas responsabilidades e formaram um grupo de autoavaliação, o Institute of Nuclear Power Operation, cuja sede, em Atlanta, possui várias funções: avalia eventos e práticas dentro da indústria nuclear dos Estados Unidos, divulga recomendações e realiza avaliações periódicas de cada empresa no país, incluindo operações, manutenção, engenharia, treinamento, proteção radiológica, química e de apoio empresarial. De acordo com os resultados dessas inspeções, classifica-se o seguro da usina e oferecem-se programas de treinamento altamente especializados para o pessoal de serviços públicos, incluindo gerentes da usina.

Efeitos na saúde

Após estudos efetuados por diversas universidades, como a Universidade de Columbia e a Universidade de Pittsburgh, concluiu-se que, apesar dos sérios danos ao reator, as emissões reais tiveram um efeito negligenciável sobre a saúde física das pessoas ou o ambiente. O NRC (2013c) estima que as cerca de 2 milhões de pessoas que estavam em torno do reator TMI-2 durante o acidente receberam uma dose média de radiação de apenas 1 millirem acima da dose de *background* (fundo habitual). Para efeito de comparação, a exposição à radiografia de tórax é de cerca de 6 millirem, e a dose fundo radioativa natural, de cerca de 100 a 125 millirem por ano para a área. A dose máxima do acidente para uma pessoa dentro do perímetro do sítio teria sido inferior a 100 millirem acima da radiação de fundo.

Chernobyl

O complexo de Chernobyl situa-se a aproximadamente 130 km ao norte de Kiev, Ucrânia (Figura 8.31), consistindo de quatro reatores nucleares tipo RBMK-1000, sendo que as unidades 1 e 2 foram construídas entre 1970 e 1977, enquanto as unidades 3 e 4 são de 1983 (IA86). Na época do acidente, mais dois reatores tipo *Reaktor Bolshoy Moshchnosty Kanalny* (RBMK) estavam em construção no local. Volto a ressaltar que o acidente de Chernobyl teve pouca relevância para o projeto de reatores ocidentais, pois seu projeto não possuía contenção. E no ocidente já era proibida a instalação de reatores nucleares de potência para geração elétrica sem o uso de contenção.

Os reatores soviéticos do tipo RBMK não possuem a estrutura de contenção, que consiste na estrutura de concreto e revestimento de aço sobre o vaso do reator, e que é projetada para manter a radiação dentro da unidade mesmo no caso de acidente. Foi o que ocorreu na usina de Chernobyl.

O reator tipo RBMK opera com água a vapor (mas não é um reator BWR), moderado a grafite, utilizando U-235 enriquecido a 2%. Como esses reatores não possuem contenção, em caso de acidente caso ocorra ruptura do elemento combustível, são liberados para o meio ambiente externo parte da carga de combustível e produtos de fissão, como plutônio, iodo, estrôncio e cério.

Em abril de 1986, a equipe de operação do reator Chernobyl-4 preparou um teste para determinação de quanto tempo as turbinas permaneceriam girando e fornecendo potência num evento de perda do suprimento principal de energia elétrica. Testes similares já haviam sido realizados em Chernobyl e em outras usinas, apesar do fato de que os reatores RBMK serem conhecidos pela grande instabilidade em configurações de baixa potência.

O acidente de Chernobyl foi o produto de uma falta de cultura de segurança. O projeto do reator era pobre do ponto de vista da segurança e permitia aos operadores desligar parte do sistema de segurança, o que provocava um estado de perigo.

Foi o que aconteceu: os operadores desligaram parte do sistema de segurança a fim de permitir a realização do teste previsto. Como a vazão de água de resfriamento diminuiu, houve um aumento de potência. Isso porque, nos reatores RBMK lá instalados, a reação de fissão aumentava em caso de perda de água de resfriamento, mesmo que se transformasse em vapor.

Essa é uma característica de insegurança desse tipo de reator, pois em todos os reatores construídos no ocidente, a reação de fissão diminui em caso de perda de refrigeração.

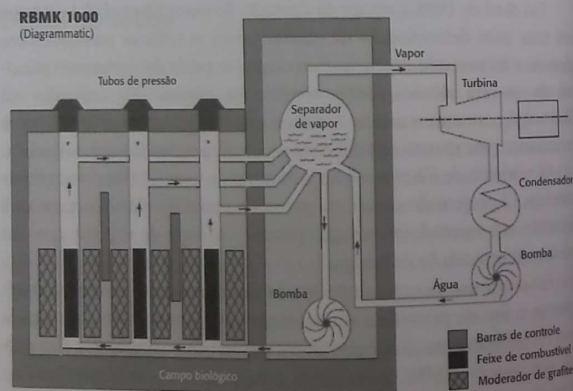
Mas, no caso de Chernobyl, quando os operadores tentaram desligar e retirar o reator da sua condição de instabilidade decorrente dos erros anteriores, essa peculiaridade do projeto causou um grande aumento de potência.

Os operadores não estavam informados sobre isso e não estavam cientes de que o teste realizado poderia levar o reator a uma condição explosiva. Além disso, eles não cumpriram procedimentos operacionais, e esta combinação de fatores provocou um acidente nuclear severo, no qual o reator foi totalmente destruído dentro de poucos segundos.

Adicionalmente, os blocos de grafite usados como moderadores entraram em combustão e produziram fogo quando o ar entrou no núcleo do reator, em alta temperatura, aumentando mais ainda a emissão de material radiativo para o ambiente.

Por ter ocorrido em um tipo específico de reator, não utilizado mundialmente, esse acidente não teve grandes consequências sobre o desenvolvimento de projetos de reatores no mundo ocidental, mas teve grandes impactos nos reatores instalados na União Soviética, dando início à implantação da cultura de segurança, até pelo aumento do contato com o Ocidente.

Figura 8.31 – Esquema do reator RBMK-1000 de Chernobyl.



Fonte: WNA (2015).

O acidente causou a maior liberação não controlada de radiação para o ambiente no mundo, devido à operação de reatores nucleares civis, durante aproximadamente 10 dias. Essa liberação causou problemas sociais e econômicos muito sérios para um grande contingente de populações da Rússia, Bielo-Rússia e Ucrânia.

Os efeitos na saúde da população em geral, na União Soviética e no mundo, foram devastadores. Ocorreram duas mortes de operadores devido à explosão inicial e mais 28 mortes, entre bombeiros e trabalhadores da emergência e limpeza, nos três meses após a explosão, causadas por síndrome aguda da radiação e parada cardíaca.

Ocorreram no mínimo 1.800 casos documentados de câncer de tireoide em crianças, que estavam com idade entre 0 e 14 anos na época do acidente, o que é um número muito mais alto que o normal. Os estudos também registraram que os trabalhadores de limpeza da área também apresentaram aumento de casos de câncer ou doenças relacionadas ao aumento da exposição (IAEA, 2005).

Quanto às emissões, foram liberados mais de 100 diferentes elementos radiativos para a atmosfera por causa da explosão do reator 4. Muitos desses elementos eram de meia vida curta e decaíram rapidamente, reduzindo a radiatividade. Os mais perigosos são: iodo (ligado ao câncer de tireoide), estrôncio (que pode causar leucemia) e céσιο (que pode atacar o fígado e o baço), respectivamente com meia vida de oito dias, 29 anos e 30 anos. Mas dois radionuclídeos, o iodo 131 e o céσιο 137 contribuíram de forma significativa para a dose de radiatividade recebida pelos indivíduos do público.

Fukushima

Os reatores de Fukushima Daiichi são do tipo BWR, com um projeto da primeira geração de BWR (1960) fornecido pela GE, Toshiba e Hitachi, com contenção do tipo Mark I. O complexo de Fukushima Daiichi é formado por seis usinas.

O reator 1 possui potência de 460 MWe, os reatores 2 a 5 possuem 784 MWe e a unidade 6 possui 1100 MWe. Os elementos combustíveis medem cerca de 4 m de comprimento, existindo quatrocentos deles na unidade 1, 548 nas unidades 2 a 5 e 764 na unidade 6. Cada elemento combustível tem 60 barras de combustível de óxido de urânio com revestimento de zircônio. Só a unidade 3 tem um núcleo parcial de óxido misto (MOx) (32 elementos, MOx com 516 barras com baixo enriquecimento). Todos operam

normalmente a 286 °C na saída do núcleo sob uma pressão de 6.930 kPa e com a pressão de 115 a 130 kPa na contenção. A pressão de operação é de cerca da metade de uma PWR.

O BWR Mark I (Figura 8.32) tem um sistema de contenção primária compreendendo um vaso de contenção primário (PCV), ou contenção seca (*drywell*), com espessura de 30 mm de aço apoiado por uma concha de concreto armado, conectado a um poço em forma de toro (*wetwell*) contendo a piscina de supressão (com 3.000 m³ de água nas unidades 2 a 5).

A contenção contém o vaso de pressão do reator (RPV). A piscina de supressão atua como um meio de absorção de energia no caso de um acidente. O *wetwell* está ligado à contenção seca por um sistema de ventas, que abre em caso de alta pressão na contenção seca. A função do sistema de contenção é conter a energia liberada durante um acidente de perda de refrigerante (Loca) de qualquer tamanho e para proteger o reator de agressões externas. A versão japonesa do Mark I é um pouco maior que a versão original GE.

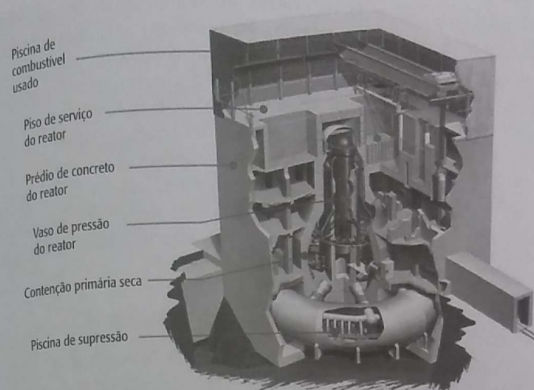
O vaso de contenção contém o vaso de pressão do reator (RPV). A água na piscina de supressão atua como um meio de absorção de energia no caso de um acidente. O *wetwell* está ligado à contenção seca por um sistema de ventas, que abre em caso de alta pressão na contenção seca. A função do sistema de contenção é conter a energia liberada durante um acidente de perda de refrigerante (Loca) de qualquer tamanho e para proteger o reator de agressões externas. A versão japonesa do Mark I é um pouco maior que a versão original GE.

Durante a operação normal, a atmosfera da contenção seca e a atmosfera *wetwell* são preenchidas com nitrogênio, e a água do *wetwell* está em temperatura ambiente. Uma pequena quantidade de hidrogênio é habitualmente formada por decaimento radiolítico da água, o qual é normalmente tratado por recombinadores no vaso de contenção. Eles seriam insuficientes para combater uma formação maior de hidrogênio como a que ocorre em virtude da oxidação do revestimento de combustível de zircônio. Além disso, a baixa pressão de confinamento de hidrogênio e outros gases permite que estes sejam rotineiramente ventilados por meio de filtros de carvão, que aprisionam a maioria dos radionuclídeos.

O reator BWR, Mark I, de Fukushima possuía vários sistemas de segurança que atuavam em caso de acidente com perda de refrigerante¹.

¹ Para maiores detalhes, ver: WNA (2012b).

Figura 8.32 – Esquema do reator BWR de Fukushima.



Fonte: WNA (2012b).

A seguir são relatados resumidamente os eventos que levaram ao acidente em Fukushima.

Resumo de eventos

Às 2h46 do dia 11 de março de 2011, um terremoto de magnitude 9,0 (na escala Richter) atingiu o Japão, sendo este o maior que já atingiu o país. O complexo de usinas denominado Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, da Tepco, ficava situado a 178 km do epicentro do terremoto. A Figura 8.33 mostra a foto das condições no complexo de Fukushima Daiichi antes do desastre.

Dos seis reatores do complexo de Fukushima, estavam em operação no momento em que ocorreu o terremoto apenas as unidades 1, 2 e 3. As unidades 4, 5 e 6 estavam em período de inspeção e, portanto, desligadas. Na Tabela 8.2, estão mostradas as capacidades e o estado operacional das usinas do complexo de Fukushima, antes e depois do terremoto.

Evento 1 – perda de energia após o terremoto

O primeiro evento foi o desligamento da conexão de energia elétrica, apesar de o complexo ser conectado a seis linhas de transmissão que faziam o fornecimento de energia elétrica para as usinas (uma das quais estava em obras e, por isso, fora de operação). O desligamento ocorreu porque o terremoto levou ao colapso as torres das linhas de transmissão e também em virtude de danos nas subestações. Mas os geradores de emergência a diesel foram acionados, fornecendo eletricidade para as usinas. Os sistemas de resfriamento de emergência, como o sistema de isolamento do condensador (IC) e o sistema de refrigeração do núcleo do reator – *Reactor Core Isolation Cooling Reactor* (RCIC) –, automaticamente entraram em operação e refrigeraram o reator.

Evento 2 – perda de energia após o tsunami

O tsunami chegou à área do complexo cerca de 40 minutos após o terremoto. Nas unidades 1 a 5, os geradores a diesel e os equipamentos da fonte de alimentação AC foram inundados e danificados pela água, tornando-os inutilizados. Como resultado, os equipamentos de refrigeração e injeção de água, acionados por essa fonte de energia, também ficaram inutilizados.

Evento 3 – perda do último nível de dissipação de calor

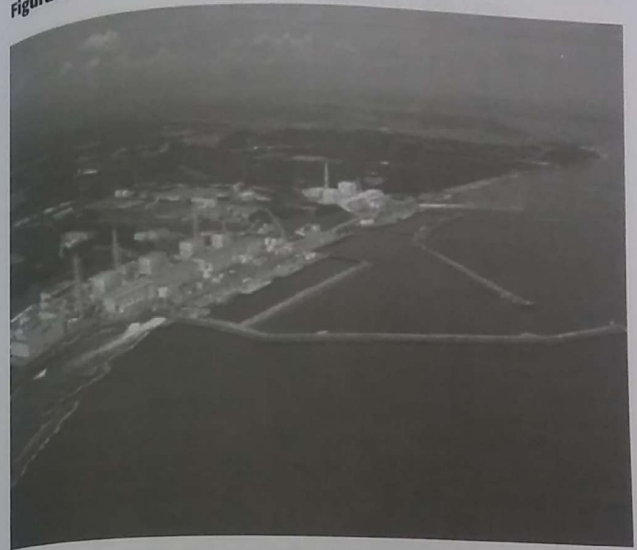
O tsunami também inundou e danificou as bombas de resfriamento de água do mar em todos os reatores, levando a uma perda da função do sistema de remoção de calor residual e do sistema de água de resfriamento do componente. Isso significa a perda da última camada de dissipação de calor, pois o calor residual dentro dos reatores não seria removido pela água do mar.

Evento 4 – perda total de energia

Os reatores de Fukushima têm grande parte de seus quadros de manobra no piso térreo dos edifícios das turbinas em vez de elevados, como em algumas plantas similares nos Estados Unidos. Também possuem salas de controle com instrumentação analógica típica do período de construção da década de 1970, de modo que não só muitos instrumentos falham, como os dados não puderam ser acessados remotamente para auxiliar no diagnóstico e nas ações corretivas.

Nas unidades 1, 2 e 4, o tsunami levou a uma perda total da fonte de energia em corrente contínua e à instrumentação da sala de controle central,

Figura 8.33 – Foto do complexo de usinas nucleares de Fukushima antes do acidente.



Fonte: The Sasakawa Peace Foundation (2012).

o que tornou impossível para os operadores o monitoramento das condições da planta, a operação das válvulas motorizadas e todas as outras funções de controle. Na unidade 3, permaneceu ativa a fonte de alimentação em corrente contínua, mas as baterias se esgotaram. Já as unidades de 1 a 4 sofreram a perda total de energia, tanto a corrente alternada como as fontes de alimentação em corrente contínua por um prolongado período de tempo.

Evento 5 – derretimento do núcleo

O desligamento do sistema de resfriamento do núcleo causou a diminuição do nível de água no reator, e a exposição do núcleo eventualmente conduziu à sua fusão. Na unidade 1, a alimentação de água parou por aproximadamente 14 horas, enquanto nas unidades 2 e 3 as injeções pararam por aproximadamente seis horas. De acordo com o governo japonês (Nerh, 2011) e com a Tepco (2011a, 2011b), o dano ao núcleo iniciou-se cerca de

Tabela 8.2 – Estado operacional das unidades do complexo de Fukushima Daiichi durante e após o terremoto.

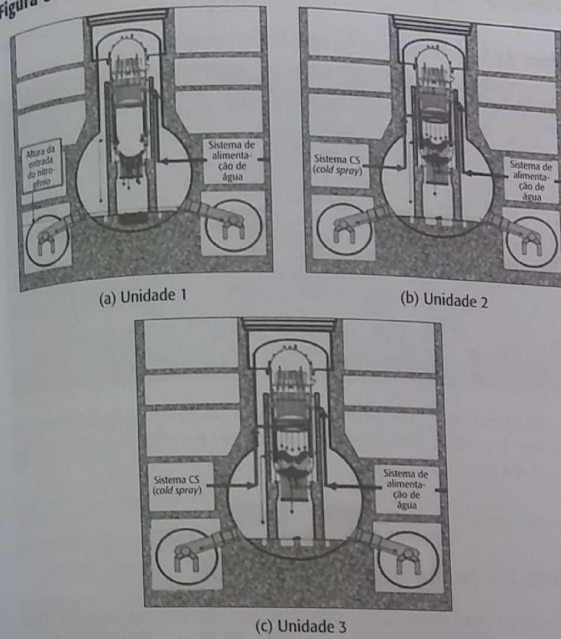
Unidade	Capacidade	Data de comissionamento	Tipo da contenção	Estado quando ocorreu o terremoto	Estado após o terremoto
1	460 MW	1971	Mark I	Operando com potência nominal	Desligamento automático
2	784 MW	1974	Mark I	Operando com potência nominal	Desligamento automático
3	784 MW	1976	Mark I	Operando com potência nominal	Desligamento automático
4	784 MW	1978	Mark I	Desligada para inspeção	
5	784 MW	1978	Mark I	Parada para inspeção	
6	1100 MW	1979	Mark II	Parada para inspeção	

Fonte: Adaptado de The Sasakawa Peace Foundation (2012).

três horas após o terremoto na unidade 1 e cerca de 40 horas após o terremoto nas unidades 2 e 3. A Figura 8.34 mostra os resultados de uma simulação das condições em cada reator após uma análise da sequência de eventos.

Durante o processo de fusão do núcleo, provavelmente o zircônio presente no revestimento dos elementos combustíveis reagiu com a água, produzindo uma grande quantidade de hidrogênio. A oxidação do revestimento de zircônio na presença de vapor de água produz hidrogênio, numa reação exotérmica, com 5,8 MJ/kg de Zircônio, o que agrava o problema do calor de decaimento de combustível. Essa reação se torna autossustentável a temperaturas elevadas, dando origem a um incêndio no revestimento de zircônio com uma frente de combustão ao longo do eixo das barras de

Figura 8.34 – Estimativa das condições do núcleo.



Fonte: Tepco (2011c).

combustível. Esse fogo pode ocorrer em combustível irradiado após grande perda de líquido refrigerante.

O hidrogênio, combinado com os materiais radioativos voláteis, vazou dos vasos de contenção para as contenções do reator, resultando em explosões de hidrogênio nos edifícios dos reatores das unidades 1, 3 e 4. Na mesma época, foram ouvidas explosões nas vizinhanças da unidade 2, existindo uma elevada probabilidade de que lá não tenham ocorrido explosões causadas por hidrogênio. A Figura 8.35 mostra as consequências das explosões de hidrogênio.

Evento 6 – explosões de hidrogênio

Figura 8.35 – Conseqüências das explosões de hidrogênio.



Nesta foto, tirada em 20 de março de 2011, as unidades 1 a 4 são apresentadas da direita para a esquerda, com os edifícios das turbinas em primeiro plano. O mar está na frente dos prédios de turbinas.

Fonte: The Sasakawa Peace Foundation (2012).

Evento 7 – contaminação ambiental

Durante esses eventos, o combustível foi liberado para o ambiente externo e, em estudos posteriores (Tepco, 2011d, 2011e, 2011f), descobriu-se que ocorreu contaminação da atmosfera, de águas oceânicas e do solo. Utilizando estimativas apresentadas pela Nuclear Safety Commission of the Nuclear and Industrial Safety Agency (Nisa) (Sasakawa Peace Foundation, 2012), apenas 2% do iodo 131 (I^{131}) e 1% de céσιο 137 (Cs^{137}) nos reatores foram libertados para o meio ambiente.

A piscina de combustível irradiado

A situação da piscina de combustíveis usados foi tão séria quanto a situação dos reatores. Em particular, a situação da unidade 4 era mais crítica em função de ter maior quantidade de combustível estocada, inclusive combustível novo, o que levou a um rápido aumento de temperatura. Como essa unidade possuía cascos secos para armazenar combustível usado

e por algumas características do sistema de refrigeração, ela sofreu danos mas as condições não se tornaram críticas.

A maior quantidade de radiação liberada na planta de Fukushima deve ter sido a partir dessas unidades de estocagem de combustível usado.

Impactos

O acidente de Fukushima teve grande impacto na sociedade. A partir desse acidente, espalhou-se uma grande revolta contra a energia nuclear, o que acarreta muita dificuldade na implantação de novas unidades de geração nuclear, não só no Japão, mas no mundo todo. Talvez, com o passar do tempo, a população em geral tenha maior conhecimento do acidente e diminua essa grande oposição.

Uma das causas deste medo é a confusão que existe sobre a exposição a baixas doses. É necessário explicar para a sociedade que não é possível extrapolar a consequência de doses baixas, que atingiram indivíduos do público, e os efeitos sobre a saúde.

Não ocorreram mortes devido ao acidente nuclear, e a exposição resultou em doses muito baixas de radiação. Mas ainda são feitos estudos de acompanhamento para avaliar os impactos sobre a saúde no longo prazo.

Em 2015, quatro anos após o acidente, um pequeno grupo de cientistas se reuniu em Tóquio para avaliar o resultado da catástrofe. Ninguém morreu ou ficou doente com a radiação – um ponto confirmado pela AIEA (Agência Internacional de Energia Atômica, IAEA em inglês). Mesmo entre os funcionários de Fukushima, espera-se que o número adicional de casos de câncer nos próximos anos seja tão baixo a ponto de ser indetectável, um sinal impossível de discernir em meio ao ruído das estatísticas gerais (NYT, 2015).

O mais importante, em termos de segurança dos reatores nucleares, é o aprendizado que resulta desse acidente e as alterações em termos de segurança para que não ocorra nada similar, mesmo em outros países. E isso tem sido feito tanto pela AIEA como pelas agências nacionais.

No Brasil, não temos reatores BWR, nem em operação nem em projeto. Porém, a Cnen (Comissão Nacional de Energia Nuclear) acompanha todas as discussões para, quando aplicável, exigir as mudanças nos sistemas de segurança que surjam a partir dos estudos sobre Fukushima.

ENERGIA NUCLEAR E SUSTENTABILIDADE

A energia contida numa única pastilha de dióxido de urânio (0,001 t) do tamanho de um dedo é da ordem de 50.000 kWh, o que equivale a 481 m³ de gás natural ou 807,4 kg de carvão ou 564 litros de óleo combustível (NEI, 2013) (Figura 8.36).

Essa comparação já demonstra que o consumo de combustível nuclear é muito menor e, portanto, o uso do urânio como combustível nuclear menor impacto ambiental desde a mineração até a produção de energia elétrica. Até mesmo na geração de resíduos após o uso, a relação entre a quantidade de energia produzida por uma pastilha e a quantidade de rejeitos gerados é muito menor quando comparado com outras fontes energéticas. Da pastilha de urânio, 96% em peso pode ser reciclado em novo combustível e apenas 4% seria considerado lixo. Por exemplo, no caso do carvão, aproximadamente 10% do seu peso resulta em cinzas, no caso dos resíduos gerados após a sua queima. Normalmente, de 70 a 80% dessas cinzas são descartadas em aterros sanitários secos, constituindo rejeito do processo. As cinzas espalham no ambiente aproximadamente 100 vezes

Figura 8.36 – Esquema mostrando comparação de combustíveis.

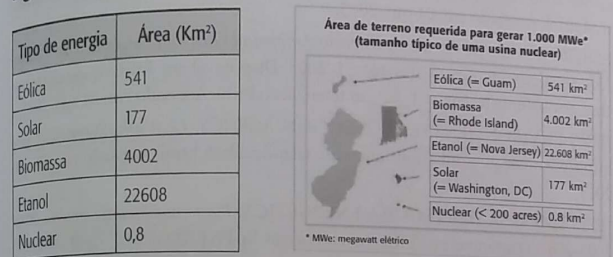


Fonte: U308 Company (2013).

mais radiação que um reator nuclear produzindo a mesma quantidade de energia. Isso porque, na natureza, o carvão encontra-se misturado a urânio e tório, entre outros elementos radiativos (Hvistendahl, 2007).

Dentre as fontes de energia limpas, a energia nuclear é a que possui melhor custo/benefício em termos ambientais, maior confiabilidade e condições de fornecimento contínuo. As fontes de energia renováveis, como a eólica e a solar, embora limpas, não podem fornecer continuamente energia e também não possuem a confiabilidade da nuclear. A energia nuclear também é, dentre as energias limpas, a que utiliza menor área de terreno para produção de 1.000 MWe de energia, conforme a Figura 8.37.

Figura 8.37 – Área de terreno para gerar 1.000 MWe.



Fonte: U308 Company (2013).

A indústria nuclear é a única indústria produtora de energia que assume total responsabilidade por todo o seu desperdício e descarte de resíduos, os quais estão inclusos nos preços dos contratos de venda.

REFERÊNCIAS

- [ANL] ARGONNE NATIONAL LABORATORIES. *Borax-I*. 1998.
- AREVA. *How does a pressurised water reactor work?* Disponível em: <http://www.epr-reactor.co.uk/scripts/ssmod/publigen/content/templates/show.asp?P=165&L=EN>. Acessado em: 16 set. 2013.

- ATOMIC POWER REVIEW. *Steam generators: design and details*. 2012. Disponível em: <http://atomicpowerreview.blogspot.com.br/2012/03/steam-generators-design-and-details.html>. Acessado em: 07 out. 2013.
- [ATSDR] AGENCY FOR TOXIC SUBSTANCES AND DISEASE REGISTRY OF UNITED STATES. *Toxicological profile for uranium*. Washington: U.S. Department of Health and Human Services, 1999.
- BERNSTEIN, J. *Swi for u and me*. Disponível em: <http://arxiv.org/ftp/arxiv/papers/0906/0906.2505.pdf>. Acessado em: 07 out. 2013.
- CRUS, M.U.L. *Modelagem dos parâmetros separativos de ultra centrífugas para enriquecimento de urânio através de modelos de redes neurais híbridas*. São Paulo, 2005. Dissertação (Mestrado). Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares.
- [CTMSP] CENTRO TECNOLÓGICO DA MARINHA EM SÃO PAULO. *Ciclo do combustível nuclear*. Disponível em: http://www.mar.mil.br/ctmsp/ciclo_combustivel.html. Acessado em: 04 out. 2013.
- ELETRONUCLEAR. *Estudo de Impacto Ambiental (EIA) da Unidade 3 da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto*, v. 1, 2003. Disponível em: http://www.eletronuclear.gov.br/hotsites/eia/v01_02_caracterizacao.html. Acessado em: 24 ago. 2015.
- [EPA] ENVIRONMENTAL PROTECTION AGENCY. *Coal ash*. Disponível em: <http://www.epa.gov/radiation/tenorm/coalandcoalash.html>. Acessado em: 29 out. 2013.
- [EPE] EMPRESA DE PESQUISA ENERGÉTICA. *Plano nacional de energia 2030. 2006-2007*. Disponível em: http://www.epe.gov.br/PNE/20080512_7.pdf. Acessado em: 07 out. 2013.
- EUROPEAN NUCLEAR SOCIETY. *Nuclear power plants, world-wide*. Disponível em: <http://www.euronuclear.org/info/encyclopedia/n/nuclear-power-plant-world-wide.htm>. Acessado em: 22 set. 2013.
- GLASER, A. Characteristics of the gas centrifuge for uranium enrichment and their relevance for nuclear weapon proliferation. *Science and Global Security*, v. 16, p. 1-25, 2008. Disponível em: <http://www.princeton.edu/sgs/publications/sgs/archive/16-1-Glaser.pdf>. Acessado em: 07 out. 2013.
- GONÇALVES, J.S. A Conversão. In: *II Semana de Engenharia Nuclear*. 2012, Rio de Janeiro. Disponível em: http://www.nuclear.ufjr.br/semana2012/pdf/Joao_Descricao_Conversao_CCOMC.pdf. Acessado em: 04 out. 2013.
- HIRANO, S.; HAMASAKI, K.; OKIMURA, K. Maintenance activities for alloy 600 in PWR plants – part 1. *E-Journal of Advanced Maintenance*, v. 2, n. 2, 2010a. Disponível em: <http://www.jsm.or.jp/ejam/Vol.2.No.2/GA/13/article.html>. Acessado em: 17 set. 2014.

- _____. Maintenance activities for alloy 600 in PWR plants – part 2. *E-Journal of Advanced Maintenance*, v. 2, n. 3, 2010b. Disponível em: <http://www.jsm.or.jp/ejam/Vol.2.No.3/GA/14/article.html>. Acessado em: 17 set. 2014.
- HVISTENDAHL, M. Coal ash is more radioactive than nuclear waste? *Scientific American*, 2007. Disponível em: <http://www.scientificamerican.com/article.cfm?id=coal-ash-is-more-radioactive-than-nuclear-waste>. Acessado em: 29 out. 2013.
- [IAEA] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Forum sharpens focus on human consequences of Chernobyl accident*. 2003. Disponível em: http://www.iaea.org/newscenter/features/chernobyl-15/forum_launched.shtml. Acessado em: 24 out. 2013.
- _____. *Thyroid cancer effects in children*. 2005. Disponível em: <http://www.iaea.org/newscenter/features/chernobyl-15/thyroid.shtml>. Acessado em: 24 out. 2013.
- _____. *IEA-TECDOC-1613 - Nuclear Fuel Cycle Information System*. Viena: IAEA, 2009, p. 13.
- _____. *Nuclear power reactors in the world*. 2015. Disponível em: <http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/rds2-35web-85937611.pdf>. Acessado em: 24 ago. 2015.
- [INB] INDÚSTRIAS NUCLEARES DO BRASIL. *Ciclo da fabricação de combustível*. Disponível em: <http://www.inb.gov.br/pt-br/LeiAcesso/FAQ.pdf>. Acessado em: 17 set. 2014.
- _____. *Imagens*. Disponível em: http://www.inb.gov.br/pt-WebForms/Galeria_fotos.aspx?secao_id=124. Acessado em: 7 out. 2013.
- [MIT] MASSACHUSETTS INSTITUTE OF TECHNOLOGY. *Technical lessons learned from the Fukushima-Daichii accident and possible corrective actions for the nuclear industry: an initial evaluation*. Massachusetts: MIT, final 2011. Disponível em: http://web.mit.edu/nse/pdf/news/2011/Fukushima_Lessons_Learned_MIT-NSP-025.pdf. Acessado em: 25 ago. 2015.
- LAMARSH, J.R.; BARATTA, A.J. *Introduction to nuclear engineering*. Nova Jersey: Prentice Hall, 2001.
- [NCSU] NORTH CAROLINE STATE UNIVERSITY. *Table of Isotopic Masses and Natural Abundances*. Carolina do Norte: NCSU, 1999. Disponível em: http://www.ncsu.edu/ncsu/pams/chem/msf/pdf/IsotopicMass_NaturalAbundance.pdf. Acessado em: 24 ago. 2015.
- [NEA] NUCLEAR ENERGY AGENCY. *Trends towards sustainability in the nuclear fuel cycle*. 2011. Disponível em: <http://www.oecd-nea.org/ndd/pubs/2011/6980-trends-fuel-cycle.pdf>. Acessado em: 17 set. 2014.

- [NEI] NUCLEAR ENERGY INSTITUTE. *Nuclear fuel processes*. Disponível em: <http://www.nei.org/Knowledge-Center/Nuclear-Fuel-Processes>. Acessado em: 28 out. 2013.
- [NERH] NUCLEAR EMERGENCY RESPONSE HEADQUARTERS. *Report of the Government of Japan to the IAEA Ministerial Conference on nuclear safety – on the accident at the Tepco Fukushima Nuclear Power Plant*. 2011. Disponível em: http://www.kantei.go.jp/jp/topics/2011/iaea_houkokusho.html. Acessado em: 17 set. 2014.
- [NFI] NUCLEAR FUEL INDUSTRIES. *Light water reactor*. 2006. Disponível em: <http://www.nfi.co.jp/e/product/prod02.html>. Acessado em: 16 set. 2013.
- [NRC] NATIONAL RESEARCH COUNCIL. *Mineral tolerance of domestic animals*. Washington: National Academy of Sciences, 1980.
- _____. *Image of steam generator*. 2007. Disponível em: <https://www.flickr.com/photos/nrcgov/6946377535>. Acessado em: 15 out. 2015.
- _____. *Information Digest 2013–2014*. v. 25, 2013a. Disponível em: <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/pubs/2013/>. Acessado em: 22 set. 2013.
- _____. *Boiling water reactors*. 2013b. Disponível em: <http://www.nrc.gov/reactors/bwrs.html>. Acessado em: 23 out. 2013.
- _____. *Backgrounder on the Three Mile Island accident*. 2013c. Disponível em: <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/3mile-isle.html>. Acessado em: 14 out. 2015.
- _____. *Power nuclear reactors*. 2013c. Disponível em: <http://www.nrc.gov/reactors/pwrs.html>. Acessado em: 18 set. 2013.
- _____. *Pressurized water reactors*. 2015. Disponível em: <http://www.nrc.gov/reactors/pwrs.html>. Acessado em: 24 ago. 2015.
- NRC COURSE. *Module 3: Conversion*. 2012a. Disponível em: <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1204/ML12045A005.pdf>. Acessado em: 04 out. 2013.
- _____. *Module 5: Fuel fabrication*. 2012b. Disponível em: <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1204/ML12045A009.pdf>. Acessado em: 04 out. 2013.
- _____. *Module 6: Back end of the fuel cycle: spent nuclear fuel and irradiated materials*. 2012c. Disponível em: <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1204/ML12045A009.pdf>. Acessado em: 04 out. 2013.
- [NYT] NEW YORK TIMES. *When radiation isn't the real risk*. *The New York Times*. Nova York, 21 set. 2015. Disponível em: http://www.nytimes.com/2015/09/22/science/when-radiation-isnt-the-real-risk.html?_r=0. Acessado em: 14 out. 2015.
- PINHEIRO, O.L.; MARQUES, A.L. *Enriquecimento de urânio no Brasil*. *Economia & Energia*. n. 54, 2006. Disponível em: http://ecen.com/eee54/eee54p/enriquec-uranio_brasil.htm#_ftnref2. Acessado em: 17 set. 2014.

- SHIRAIISHI, K.; YAMAMOTO, M. *Dietary ²³²Th and ²³⁸U intakes for Japanese as obtained in a market basket study and contributions of imported foods to internal doses*. *J. Radioanal. Nucl. Chem.* v. 196, n. 1, p. 89-96, 1995.
- SMYTH, H.W. *The Smyth Report*. Disponível em: http://www.atomicarchive.com/Docs/SmythReport/smyth_ix-a.shtml. Acessado em: 07 out. 2013.
- [TEPCO] TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY. *On the status of the reactor core in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1*. 2011a. Disponível em: http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11_j/images/110515k.pdf. Acessado em: 17 set. 2014.
- _____. *On the status of the reactor core in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 2 and Unit 3*. 2011b. Disponível em: http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11_j/images/110524b.pdf. Acessado em: 17 set. 2014.
- _____. *On the status of the reactor core in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Units 1-3*. 2011c. Disponível em: http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_111130_09-j.pdf. Acessado em: 17 set. 2014.
- _____. *The result of the nuclide analysis of radioactive materials in the air at the site of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station*. 2011d. Disponível em: http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/betu11_e/images/110322e4.pdf. Acessado em: 19 out. 2015.
- _____. *The result of seawater nuclide analysis*. 2011e. Disponível em: <http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/11032208-e.html>. Acessado em: 17 set. 2014.
- _____. *The results of nuclide analyses of radioactive materials in the ocean soil off the coast of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station*. 2011f. Disponível em: <http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/11050305-e.html>. Acessado em: 17 set. 2014.
- TESTA, B.M. *Comparison of gen 2 and gen 3 nuclear power plants*. 2013a. Disponível em: <http://energy.about.com/od/nuclear/a/Gen-2-And-Gen-3-Nuclear-Power-Plants-Compared.htm>. Acessado em: 22 set. 2013.
- _____. *Three generations of nuclear power plants in the U.S.* 2013b. Disponível em: <http://energy.about.com/od/nuclear/a/Three-Generations-Of-Nuclear-Power-Plants-In-The-U-S.htm>. Acessado em: 22 set. 2013.
- THE SASAKAWA PEACE FOUNDATION. *The Fukushima nuclear accident and crisis management – Lessons for Japan-US alliance cooperation*, set. 2012. Disponível em: https://www.google.com.br/url?sa=t&rct=j&q=&esrc=s&source=web&cd=1&cad=rja&uact=8&ved=0CCMQFjAAAhUKewiVzdrbncTHAhUEDZAKHeJgAK-w&url=http%3A%2F%2Fwww.spf.org%2Fjp%2Finvestigation%2Fbook_fukushima.pdf&ei=MF_cVZX1EYsawATiwYHgcg&usq=AFQjCNE-65Ggx67HpXU_0ODrpv7T0zRENQ&sig2=heLGXJV252vj1Cg-lgXykg. Acessado em: 25 ago. 2015.

- U3O8 COMPANY. *Nuclear energy*. 2013. Disponível em: <http://www.u3o8corp.com/main1.aspx?id=97>. Acessado em: 28 out. 2013.
- WEBSTER, M. *Visual Dictionary Online*. Disponível em: <http://visual.merriam-webster.com/science/chemistry/matter/nuclear-fission.php>. Acessado em 13 out. 2015.
- WESTINGHOUSE. *AP1000 passive safety system and timeline for station blackout*. 2011. Disponível em: <http://www.westinghousenuclear.com/Portals/0/New%20Plants/AP1000/AP1000%20Station%20Blackout.pdf?timestamp=1404842353431>. Acessado em: 24 ago. 2015.
- _____. *AP1000 brochure*. Disponível em: http://www.westinghousenuclear.com/docs/AP1000_brochure.pdf. Acessado em: 18 set. 2013.
- WHITAKER, J.M. *Uranium enrichment plant characteristics – a training manual for the IAEA*. Disponível em: <http://books.sipri.org/files/books/SIPRI83Krass/SIPRI83Krass05.pdf>. Acessado em: 07 out. 2013.
- [WNA] WORLD NUCLEAR ASSOCIATION. *Supply of uranium*. 2012a. Disponível em: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Uranium-Resources/Supply-of-Uranium/#.Uk2pmYZwq2U>. Acessado em: 03 out. 2013.
- _____. *Fukushima: background on reactors*. 2012b. Disponível em: <http://www.world-nuclear.org/info/Safety-and-Security/Safety-of-Plants/Appendices/Fukushima--Reactor-Background/#.UlvzKBCojhg>. Acessado em: 17 set. 2014.
- _____. *Nuclear power in Brazil*. 2013. Disponível em: <http://www.world-nuclear.org/info/Country-Profiles/Countries-A-F/Brazil/#.UmlucBDJKyg>. Acessado em: 24 out. 2013.
- _____. *Chernobyl Accident 1986*. 2015. Disponível em: <http://www.world-nuclear.org/info/Safety-and-Security/Safety-of-Plants/Chernobyl-Accident>. Acessado em: 24 ago. 2015.
- WORLD NUCLEAR REPORT. *The World Nuclear Industry Status Report 2013*. Disponível em: http://www.worldnuclearreport.org/World-Nuclear-Report-2013.html#construction_times_and_costs_of_reactors_currently_under_construction. Acessado em: 24 ago. 2015.
- ZAPAROLLI, D. *Energia nuclear: ampliação do parque nuclear depende de decisões políticas*. 2011. Disponível em: <http://www.quimica.com.br/pquimica/1823/energia-nuclear-ampliacao-do-parque-nuclear-depende-de-decisoes-politicas/2>. Acessado em: 01 set. 2015.

Sites

- Como enriquecer urânio*. Disponível em: <http://www.clicrbs.com.br/pdf/7745217.pdf>. Acessado em: 07 out. 2013.

Enriquecer urânio. Disponível em: http://4.bp.blogspot.com/-1OL-AAQjeIY/UNYR2SgEDKI/AAAAAAAAAhuA/t08u6a5F6zo/s1600/foto_09032010200644.jpg. Acessado em: 15 set. 2014.

Esquema de reator PWR e BWR. 2013. Disponível em: <http://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/students/reactors.html>. Acessado em: 17 set. 2014.

Scribd. *Aula Aplicação de Radioisótopos*. Disponível em: <http://pt.scribd.com/doc/39176915/Aula-Aplicacao-de-Radioisotopos>. Acessado em: 17 set. 2014.

The Ux Consulting Company, LLC. Disponível em: <http://www.uxc.com>. Acessado em: 17 set. 2014.