



UNIVERSIDADE ESTADUAL DO CEARÁ
PAULO HENRIQUE PEREIRA SILVA

**PROCESSO DE BENEFICIAMENTO DO URÂNIO
VISANDO A PRODUÇÃO DE ENERGIA ELÉTRICA**

FORTALEZA-CEARÁ

2011

PAULO HENRIQUE PEREIRA SILVA

**PROCESSO DE BENEFICIAMENTO DO URÂNIO VISANDO A PRODUÇÃO
DE ENERGIA ELÉTRICA**

Monografia apresentada ao Curso de Física do Centro de Ciências e Tecnologia da Universidade Estadual do Ceará, como requisito parcial para a obtenção do grau de Bacharel em Física.

Orientador: Prof. Dr. Alfredo Nelson Cabral Serejo

FORTALEZA-CEARÁ

2011

S586p Silva, Paulo Henrique Pereira

Processo de beneficiamento do urânio visando a produção de energia elétrica./ Paulo Henrique Pereira Silva. – Fortaleza, 2011.

84p.

Orientador: Prof. Dr. Alfredo Nelson Cabral Serejo

Monografia (Graduação em Física) – Universidade Estadual do Ceará, Centro de Ciências e Tecnologia.

1. Beneficiamento do urânio. 2. Ciclo do Combustível Nuclear. 3. Produção de energia elétrica. I. Universidade Estadual do Ceará, Centro de Ciências e Tecnologia.

CDD:539.7

PROCESSO DE BENEFICIAMENTO DO URÂNIO VISANDO A PRODUÇÃO DE ENERGIA ELÉTRICA

Monografia apresentada ao Curso de Física do Centro de Ciências e Tecnologia da Universidade Estadual do Ceará, como requisito parcial para a obtenção do grau de Bacharel em Física.

Aprovada em: 21 / 01 / 2011

BANCA EXAMINADORA

Prof. Dr. Alfredo Nelson Cabral Serejo (Orientador)
Universidade Estadual do Ceará - UECE

Prof^ª. Dr^ª. Lázara Silveira Castrillo
Faculdade de Educação, Ciências e Letras de Iguatu – Fecli

Prof. Msc. Mosefran Barbosa Macedo Firmino
Universidade Estadual do Ceará - UECE

Ao meu pai Vicente de Paulo da Silva, que sempre mostrou apoio incondicional em todas as minhas empreitadas, dedico esta monografia. Esforçou-se ao máximo para que eu seguisse sempre estudando independente de qualquer obstáculo. Fez de tudo para oferecer as melhores condições aos filhos, nem que isso lhe custasse à abdicação de suas próprias vontades, expondo assim, os verdadeiros valores de um pai. Dedico a este homem mais este degrau da escada do conhecimento, que consegui galgar sem dúvida nenhuma devido a sua clareza e consciência paternal.

AGRADECIMENTOS

Primeiramente gostaria de agradecer Aquele que alguns designam como Jeová, Alá ou simplesmente Deus. Agradeço ao Arquiteto do Universo por ter criado tudo que conhecemos.

Agradeço ao meu orientador, Professor Doutor Alfredo Nelson Cabral Serejo pela sua disponibilidade em me ajudar nesse trabalho. Sua experiência e conhecimento na área nuclear foram de fundamental importância.

Agradeço aos meus pais, Vicente de Paulo e Maria Eulália (*in memoriam*) por não terem apenas me colocado no mundo, mas por terem se esforçado em transformar a mim e meus irmãos em pessoas dignas e com valor.

Agradeço à minha mãe de coração, Francisca Iolanda por ter me acolhido como filho e criado os cinco irmãos sem distinção biológica.

Agradeço aos meus irmãos Alrineide, Júnior, Vinícius e Virgílio por terem me aturado quando perdi a paciência. Amo-os muito, apesar de nem sempre expressar este sentimento em palavras.

Agradeço aos meus avós de Brasília Josefa e José, meus avós de Cascavel Damiana e Francisco Severino (*in memoriam*) e a todos os meus tios e tias. Todos tiveram contribuição na minha formação humana.

Agradeço à Germana Santos por ter sido sempre amorosa, amiga nos momentos difíceis e tolerante ao ser, em várias oportunidades, trocada pela minha outra paixão, a Física. Mostrou assim ser uma grande mulher com valores inestimáveis.

Agradeço a todos meus companheiros de sala representados aqui por Rodrigo Queiros e César Vinícius. Laços fortes que transformaram essa caminhada às vezes árdua, divertida e descontraída.

Agradeço a todos os professores que encontrei em minha jornada em busca do conhecimento, desde o infantil até a Universidade. Todos tiveram contribuição na minha formação intelectual.

A ciência é uma aventura de toda a raça humana para aprender a viver e talvez a amar o Universo onde se encontra. Ser uma parte dele é compreender, é conhecer a si próprio, é começar a sentir que existe dentro do Homem uma capacidade muito superior a que ele pensava ter e uma quantidade infinita de possibilidades humanas.

Isidor Isaac Rabi

Nobel de Física de 1944, pelo método de registro de propriedades de Ressonância Magnética de núcleos atômicos.

RESUMO

Este trabalho mostra todo o processo de beneficiamento do urânio, usado como combustível, visando a produção de energia elétrica. É feito todo um estudo do ciclo do combustível nuclear, desde a prospecção da jazida de onde será retirado o urânio, até o manejo dos resíduos que restam após a utilização como combustível. O estudo foi dividido em duas partes principais. A primeira parte, o front-end, apresenta o ciclo na sua etapa inicial e a preparação que o material irá receber para estar apto para ser fissionado na usina nuclear. As etapas iniciais compreendem a exploração, mineração, produção de yellow-cake, conversão em gás hexafluoreto de urânio, enriquecimento do isótopo físsil, reconversão em pó de dióxido de urânio, finalizando com a produção de pastilhas de dióxido de urânio que serão encaixadas em tubos de uma liga metálica chamada zircaloy, que por sua vez serão inseridos no núcleo do reator. No outra ponta do ciclo, o back-end, mostra uma série de atividades relacionadas as fases finais de todo o beneficiamento. Esses passos derradeiros iniciam-se a partir da queima do combustível pelo reator na usina gerando eletricidade. É feita uma análise dos rejeitos nucleares e mostra-se de que forma ocorre o reprocessamento do combustível irradiado. O material que não pode ser reaproveitado é armazenado em locais provisórios ou poderão ser estocados em depósitos permanentes que estão em estudo, como é o caso de do repositório geológico de Yucca Mountain, nos Estados Unidos. No intervalo de todos esses processos a atividade de transporte de material nuclear é intensamente realizada quer seja para transportar material das jazidas para as usinas ou resíduos altamente radioativos das centrais nucleares para repositórios. Almejando complementar o trabalho, o apêndice traz várias aplicações da energia nuclear no cotidiano. Contribuições vitais das radiações nos campos da medicina, indústria, agricultura são evidenciadas, expondo assim nossa dependência do setor nuclear. Apesar de todo o processo de beneficiamento ser bastante complexo, o Brasil é detentor de toda a tecnologia do ciclo do combustível nuclear e possui uma das maiores reservas de urânio do mundo. De maneira imparcial chega-se então a conclusão de que apesar de estar envolta por uma nuvem de preconceito e intolerância, a produção de energia elétrica através da fissão nuclear é segura, limpa, viavelmente econômica e indispensável para complementar, juntamente com as várias outras fontes de energia limpa que o país dispõe, a demanda energética que será exigida nos próximos anos.

Palavras – chave: Beneficiamento do urânio. Ciclo do Combustível Nuclear. Produção de energia elétrica

ABSTRACT

This work shows the whole process of processing of uranium, used as fuel in order to produce electricity. It made a study of the nuclear fuel cycle, from prospecting of the deposit, where uranium is removed by the management of waste left after use as fuel. The study was divided into two main parts. The first part, the front end, presents the cycle at its initial stage and preparation that will receive the material to be able to be on some nuclear fission. The initial steps include the exploration, mining, production of yellow-cake, conversion into uranium hexafluoride gas, the fissile isotope enrichment, conversion of uranium dioxide powder, ending with the production of pellets of uranium dioxide that will be embedded in tubes of an alloy called zircaloy, which in turn are inserted into the reactor core. At the other end of the cycle, the back end shows a series of activities related to the final stages of the entire processing. These ultimate steps are initiated from the burning of fuel in the reactor at the plant generating electricity. It made an analysis of nuclear waste and it is shown how it is reprocessing spent fuel. The material can not be reused is stored in temporary sites or may be stored in permanent deposits that are being studied, as is the case of the Yucca Mountain geologic repository in the United States. In the range of all these processes the activity of transport of nuclear material is intensively carried out either for transporting material of the deposits for the plants or highly radioactive waste of nuclear repositories. Aiming to complete the work, the appendix provides several applications of nuclear energy in daily life. Vital contributions of radiation in the fields of medicine, industry, agriculture are evident, there by exposing our dependence on the nuclear industry. Despite all the improvement process being very complicated, Brazil holds all the technology of nuclear fuel cycle and has the largest uranium reserves in the world. Impartially then arrive at the conclusion that despite being surrounded by a cloud of prejudice and intolerance, the production of electricity by nuclear fission is safe, clean, economically feasible and necessary to supplement, along with several other sources clean energy that the country has the energy demand that will be required in coming years.

Key - words: Processing of uranium. Nuclear Fuel Cycle. Production of electricity

LISTA DE FIGURAS

FIGURA 1	Figura 1 – Marie e Pierre Curie. Dividiram o prêmio Nobel de 1903 com Henri Becquerel pelas descobertas no campo da radioatividade.....	20
FIGURA 2	Ernest Rutherford. Considerado o pai da física nuclear.	21
FIGURA 3	Principais métodos de mineração de urânio.....	26
FIGURA 4	Esquema de separação de isótopos de urânio em um <u>Calutron</u>	31
FIGURA 5	Cascata de centrífugas a gás em uma usina de enriquecimento.	33
FIGURA 6	Diagrama dos princípios de uma centrífuga a gás do tipo Zippe, com o U-238 representado em azul escuro e U-235, representada em azul claro.	34
FIGURA 7	Amostra de urânio metálico altamente enriquecido.	36
FIGURA 8	Processo de obtenção de pó de UO ₂ a partir do DUA.	37
FIGURA 9	Processo de obtenção do pó de UO ₂ a partir do TCAU.	39
FIGURA 10	Diagrama do hexafluoreto de urânio (UF ₆) sendo transformado em dióxido de urânio (UO ₂).	40
FIGURA 11	Processo de obtenção de UO ₂ por via seca em forno de leito fluidizado.	41
FIGURA 12	Processo de obtenção de UO ₂ por Via seca em forno rotativo.	41
FIGURA 13	Distribuição da energia elétrica em função de sua forma de geração.	46
FIGURA 14	Esquema de funcionamento de uma usina que utiliza reator PWR.....	47
FIGURA 15	Representação esquemática das etapas envolvidas no processo de fissão nuclear.....	50
FIGURA 16	Diagrama de energia para um núcleo fissionável.	51

FIGURA 17	Reação de fissão em cadeia.	52
FIGURA 18	Curva de estabilidade para alguns elementos.	53
FIGURA 19	Alternativa I - Operação do ciclo do combustível nuclear, sem reciclagem do urânio ou do plutônio.	56
FIGURA 20	Alternativa II - Operação do ciclo do combustível nuclear, com reciclagem do urânio.	57
FIGURA 21	Alternativa III - Operação do ciclo do combustível nuclear, com reciclagem do urânio e do plutônio.	59
FIGURA 22	Cilindros de hexafluoreto de 30 polegadas com embalagem sobreposta.....	75
FIGURA 23	Teste de queda livre de barril realizado pela IAEA.	79
FIGURA 24	Comparação entre a quantidade de combustível para produzir a mesma quantidade de energia.	81
FIGURA 25	Exemplo de radiodiagnóstico da tireóide, utilizando-se o Iodo-131. A área mais brilhante indica maior concentração do radioisótopo.	86
FIGURA 26	Diferença básica entre contaminação e irradiação.	88

LISTA DE TABELAS

TABELA 1	Especificação de impurezas nas pastilhas de UO_2 de reatores PWR.	43
TABELA 2	Principais reatores nucleares de potência.	47
TABELA 3	Classificação dos rejeitos líquidos com emissores beta/gama.	66
TABELA 4	Classificação dos rejeitos sólidos com emissores beta/gama.	66
TABELA 5	Classificação dos rejeitos gasosos com emissores beta/gama.	67
TABELA 6	Classificação dos rejeitos líquidos com emissores alfa.	67
TABELA 7	Classificação dos rejeitos sólidos com emissores alfa.	67

LISTA DE ABREVIATURAS E SÍMBOLOS

Ar – Arsênio

ASTM – American Society for Testing Materials

AVLIS – Atomic Vapor Laser Isotope Separation

Bq – Becquerel (Unidade que expressa uma desintegração nuclear por segundo. $1\text{Bq} = 2,7 \times 10^{-11} \text{ Ci.}$)

BWR – Boiling Water Reactor

Ca – Cálcio

CBPF – Centro Brasileiro de Pesquisas Físicas

Ci – Curie (Unidade que expressa $3,7 \times 10^{10}$ desintegrações nucleares por segundo.)

CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear

CNPq – Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico

Co – Cobalto

Cr – Cromo

DUA – Diuranato de Amônio

EUA – Estados Unidos da América

F – Flúor

Fe – Ferro

H – Hidrogênio

HEPA – filters-high efficiency particulate air filters

HEU – Highly Enriched Uranium

I – Iodo

IDR – Integrated Dry Route

IEA – International Agency Atomic

IMO – International Maritime Organization

INB – Industrias Nucleares do Brasil

IPEN – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares

LEU – Low-Enriched Uranium

LIS – Lixiviação In Situ

MLIS – Molecular Laser Isotope Separation

Mn – Manganês

MOX – Mixed Oxide

NDRC – National Defense Research Committee

Ni – Níquel

NU – Nitrato de Urânio

O – Oxigênio

Po – Polônio

ppm – partes por milhão

PSP – Processo de Separação através do Plasma

Pu – Plutônio

PWR – Pressurized Water Reactor

Si – Silício

SILEX – Separação de isótopos por laser de excitação

TBP – Tri-butil-fosfato

TCAU – Tricarbonato de Amônio Urânio

Th – Tório

tU/a – Tonelada de urânio ao ano

U – Urânio

UCOR – Uranium Enrichment Corporation of South Africa

Zr – Zircônio

SUMÁRIO

1	INTRODUÇÃO.....	17
1.1	OBJETIVO.....	17
1.2	BREVE HISTÓRIA DA ENERGIA NUCLEAR.....	17
2	CICLO DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR.....	24
2.2	FRONT – END.....	24
2.2.1	Exploração.....	24
2.2.2	Mineração.....	25
2.2.3	Conversão.....	28
2.2.4	Enriquecimento.....	29
2.2.4.1	Métodos de enriquecimento.....	30
2.2.4.2	Graus de enriquecimento.....	35
2.2.5	Reconversão.....	36
2.2.5.1	Reconversão por via úmida.....	36
2.2.5.2	Reconversão por via seca.....	40
2.2.6	Produção de pastilhas.....	42
2.3	BACK – END.....	45
2.3.1	Geração de energia.....	45
2.3.1.1	Funcionamento da usina nuclear.....	45
2.3.1.2	Reação de fissão.....	48
2.3.1.2.1	Reação de fissão induzida.....	51
2.3.2	Rejeitos Nucleares.....	55
2.3.2.1	Resíduo gerado na mineração.....	59
2.3.2.2	Resíduo gerado na produção de yellow-cake.....	60
2.3.2.3	Resíduo gerado na produção de hexafluoreto de urânio.....	61

2.3.2.4	Resíduo gerado no processo de enriquecimento de urânio.....	61
2.3.2.5	Resíduo gerado na fabricação do combustível.....	62
2.3.2.6	Resíduos gerados na usina nuclear.....	63
2.3.2.7	Classificação do rejeito radioativo.....	64
2.3.3	Reprocessamento do combustível irradiado.....	67
2.3.3.1	Fabricação de óxidos mistos de urânio e plutônio (MOX).....	69
2.3.4	Estocagem dos rejeitos nucleares.....	70
2.3.4.1	Estocagem provisória.....	70
2.3.4.2	Estocagem definitiva.....	72
2.3.4.2.1	O Repositório geológico de Yucca Mountain.....	72
2.3.5	Transporte de material nuclear.....	73
2.3.5.1	Transporte do front-end.....	73
2.3.5.2	Transporte do back-end.....	76
3	CONCLUSÃO.....	80
	REFERÊNCIAS.....	83

1 INTRODUÇÃO

1.1 OBJETIVO

Nações ao redor do mundo já exigem quantidades surpreendentes de energia elétrica para uso no transporte, alimentação, fabricação de bens, aquecimento e refrigeração nos mais variadas esferas da sociedade. Os requisitos energéticos continuam a aumentar à medida que mais pessoas adotam estilos de vida extravagante consumindo energia sem imaginar que os recursos energéticos do planeta são limitados. Satisfazer esta procura crescente de forma que minimize a perturbação ambiental é um dos problemas centrais do século XXI. As soluções propostas são complexas e cheias de consequências não intencionais. Durante as próximas décadas, o investimento necessário para a nova capacidade de geração de energia nos países em desenvolvimento será enorme.

O presente trabalho tem por objetivo, mostrar de maneira simples e acessível todo o processo que envolve o beneficiamento do urânio com a intenção de produzir energia elétrica que será tão requisitada nos próximos anos. Fica clara também a nobre intenção de desmistificar o preconceito que existe sobre esse tipo de geração de eletricidade que utiliza a energia da fissão dos átomos e que durante muito tempo auxilia o homem, apesar de estar envolta por tabus e preconceitos, a energia nuclear vem sendo injustificada ao longo do tempo, mesmo oferecendo benefícios à sociedade nas áreas da medicina, indústria e agricultura.

1.2 BREVE HISTÓRIA DA ENERGIA NUCLEAR

A Teoria Atomística foi edificada inicialmente no quinto século antes de Cristo pelos filósofos gregos Leucipo e Demócrito. Na sua teoria Demócrito afirma que o Universo tem uma constituição elementar única que é o átomo, partícula indivisível, invisível, impenetrável e animada de movimento próprio. As vibrações dos átomos provocam todas nossas sensações.

Somente no início do século XIX, os pesquisadores em química retornaram a hipótese atômica. Esta hipótese foi proposta por John Dalton em 1803 e a teoria atômica apresentada no livro “A new system of chemical philosophy”. Com a finalidade de interpretar as Leis Volumétricas de Gay-Lussac (1805-1808) em 1811, Amadeo Avogadro, Conde de Quaregna e Cerreto, professor de física de Turim, Itália, estabeleceu a hipótese da existência de moléculas que correspondem ao agrupamento de átomos. Os gases que têm moléculas formadas de um único átomo são monoatômicos, dois átomos diatômicos, e assim por diante. Após o ano de 1834, a interpretação das leis da Eletrólise de Michael Faraday, permitiu que se concluísse que os átomos transportavam cargas elétricas. No ano de 1869, o químico russo Dimitri Mendeleev apresentou uma classificação periódica dos elementos na qual os átomos eram distribuídos em função dos seus pesos atômicos.

O primeiro modelo de átomo foi apresentado por J.J. Thomson (1856 - 1940). O modelo é conhecido como “pudim de ameixas”. O átomo é constituído por um núcleo positivo (o pudim), no qual se acham incrustados os elétrons (as ameixas). J.J. Thomson é um dos principais físicos do período de transição entre a Física Clássica do século XIX e a Física Moderna do século XX. Foi fundador da Escola Eletrônica de Cambridge e dirigiu o laboratório de física desta universidade até 1918, sendo substituído pelo seu assistente Rutherford. Dividiu com Lorentz a honra de haver iniciado o estudo do elétron, um dos capítulos da física de maior fecundidade no início do século, tendo recebido por seus trabalhos o prêmio Nobel em 1906. Por intermédio da utilização de campos elétricos e magnéticos determinou a relação entre a carga e a massa das partículas constituintes dos raios catódicos e identificou que eram feixes de elétrons. Robert A. Milikan, físico americano, professor da Universidade de Chicago, trabalhou durante nove anos (1909 – 1918) na determinação da carga do elétron na sua célebre experiência da gotícula de óleo. Tiveram também grande importância para o desenvolvimento da física atômica, as descobertas dos Raios – X e da radioatividade.

Roentgen, em 1895, descobriu um tipo de radiação que atravessava os corpos opacos, apesar de serem absorvidos em parte por eles. Esses raios têm

a propriedade de excitar substâncias fosforescentes e fluorescentes, impressionam placas fotográficas e aumentam a condutividade do ar que atravessam. Como eram de natureza desconhecida, foram denominados radiações X ou raios X. Poincaré apresentou, em 1896, na Academia de Ciências de Paris e na “Revue Générale des Sciences” os resultados desses estudos.

Henri Becquerel (1852 – 1908), entusiasmado com a apresentação de Poincaré, intensificou seus estudos sobre materiais fluorescentes e fosforescentes. Nos seus trabalhos, Becquerel no mesmo ano de 1896, estabeleceu que os sais de urânio emitiam radiações análogas as dos raios X e que impressionavam chapas fotográficas. Quase trinta anos antes, em 1867, Niepce de Saint Victor descobriu que as radiações emitidas por um sal de urânio impressionavam uma chapa fotográfica (MARTINS, JADER BENUZZI.2010. Pag. 07). Infelizmente os conhecimentos científicos da época não permitiram tirar proveito desta descoberta.

Os raios de Becquerel foram estudados também por Kelvin, Beattie, Smoluchwski, Elster, Geitel, Schmidt e o célebre casal Curie (Pierre Curie 1859 – 1906 e Marie Slodowska Curie 1867 – 1934). Em 1898, Madame Curie, em Paris descobriu, ao mesmo tempo que Schmidt na Alemanha, que entre os elementos conhecidos, o Tório, apresentava características radioativas do urânio. O casal Curie já explicava a radioatividade como uma propriedade atômica. Ajudados por Bemont, separaram quimicamente vários elementos radioativos e descobriram em 18 de julho de 1898, o Polônio, nome que foi dado em homenagem à pátria de Marie Slodowska Curie. O rádio foi descoberto por Madame Curie em 1910, após longo trabalho, já que para extrair uma grama do elemento, teve que tratar 10 toneladas do mineral.



Figura 1 – Marie e Pierre Curie. Dividiram o prêmio Nobel de 1903 com Henri Becquerel pelas descobertas no campo da radioatividade.

No estudo da radioatividade natural, verificou-se a existência de três tipos de radiação:

- Raios ou partículas alfa – partículas positivas são desviadas em um campo magnético em sentido contrário ao dos raios catódicos. Foi Rutherford em 1903, que determinou o seu desvio através de um campo elétrico ou um campo magnético e que as partículas alfa constituem núcleos de hélio. A interpretação da desintegração alfa foi realizada por Gamow em 1927, utilizando a teoria do efeito túnel.
- Raios ou partículas beta – são mais penetrantes que as partículas alfa. São elétrons e foram estudados inicialmente por Giesel, Meyer, Schweidler, Bequerel, Kaufmann e Bragg (MARTINS, JADER BENUZZI. 2010. Pag. 08). O estudo da desintegração beta, um dos trabalhos mais importantes da física nuclear, foi realizado por Fermi em 1934.
- Raios gama – são radiações eletromagnéticas emitidas pelo núcleo. Em 1900, Paul Villard, na França, descobriu essa forma de radioatividade que não apresentava carga elétrica. Inicialmente foram confundidas com os raios X. Rutherford verificou que eram de fato radiações eletromagnéticas, pois não sofriam desvio ao atravessar campos elétricos ou magnéticos e não apresentavam massa de repouso.

Ernest Rutherford nasceu em Nelson, Nova Zelândia em 1871 e morreu na Inglaterra em 1937. Estabeleceu o modelo atual do átomo. Foi um dos físicos mais importantes do século XX, por muitos considerado o pai da física nuclear. Fez seus estudos na Austrália e na Inglaterra. Em 1898 foi nomeado professor em Montreal e em 1907 em Manchester. Como dito anteriormente, ocupou a cátedra deixada por J. J. Thomson em Cambridge, em 1918 e foi diretor do laboratório Cavendish. Recebeu o prêmio Nobel em 1908 e em 1931 foi tornado nobre, pelo Rei da Inglaterra. Sua experiência para a determinação do modelo atômico de Thomson constituiu um dos capítulos mais interessantes da física nuclear. Foi realizada em 1911, utilizando o espalhamento de partículas alfa por núcleos pesados. Resultados dos desvios das trajetórias, as partículas alfa permitiriam o estabelecimento do seu modelo nuclear, que é análogo ao nosso sistema planetário. O núcleo central é positivo, e em torno dele gravitam partículas negativas, os elétrons.

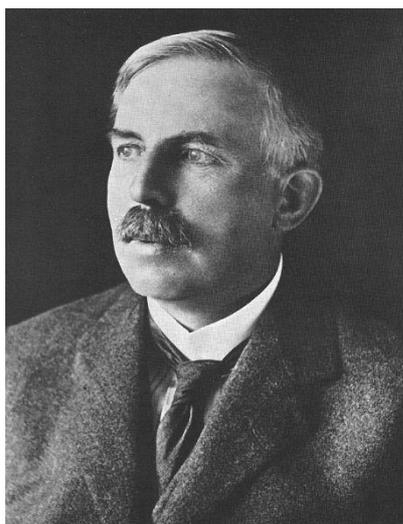


Figura 2 – Ernest Rutherford. Considerado por muitos como o pai da física nuclear.

Entre 1913 e 1915, Niels Bohr, em Copenhague, estudando o problema da estabilidade do átomo de Rutherford, estabeleceu uma teoria na qual havia a aplicação de hipóteses quânticas no movimento dos elétrons. Ficaram célebres em Ciência, os postulados de Bohr relativos às orbitas eletrônicas. O átomo de Bohr apresentou uma perfeita aplicação ao estudo da espectroscopia atômica de núcleos hidrogenóides (MARTINS, JADER BENUZZI 2010. Pag. 09).

A idéia original de quantização da energia foi apresentada por Max Planck, em 1901, no estudo da radiação do corpo negro. A mecânica quântica ou mecânica ondulatória começou a ser estudada por L. de Broglie, em 1924, com seu postulado que resolvia o problema da dualidade onda-corpúsculo. A mecânica ondulatória deve seu desenvolvimento a Schrödinger (1926) e a Heisenberg com a mecânica das matrizes (1925). A mecânica quântica e a Teoria da Relatividade de Albert Einstein (1905) constituem poderosas ferramentas para o desenvolvimento da micro física, tanto no campo da física atômica como da física nuclear.

O problema da constituição do núcleo foi um dos capítulos mais importantes e difíceis da física nuclear. Em 1916, Prout, sugeriu como Dalton, que todos os pesos atômicos deveriam ser números inteiros. Como o hidrogênio era o átomo mais leve, os átomos deveriam ser constituídos de átomos de hidrogênio. Posteriormente como na radioatividade natural, verificou-se a saída de partículas negativas do núcleo e foi estabelecida uma hipótese da constituição do núcleo por prótons e elétrons. A primeira desintegração artificial foi obtida por Rutherford, em 1919, bombardeando átomos de nitrogênio com partículas alfa. Verificou Rutherford que havia a produção de oxigênio-17 e a saída de um próton. Determinou-se posteriormente por razões quânticas, a impossibilidade da existência de elétrons no interior do núcleo.

Rutherford propôs a existência no núcleo, de uma partícula neutra, composta de um próton e um elétron, a qual denominou nêutron. Em virtude de problemas relacionados às conservações de momento angular intrínseco e energia, foi proposta a existência de novas partículas: o neutrino e o anti-neutrino. Estas duas partículas foram evidenciadas segundo (MARTINS, JADER BENUZZI. 2010. Pag.10) por R. Davis, em 1955 e Cowan, Reines, Harrison, Kruse e Mc Guire, em 1956.

O pósitron que é uma partícula de massa igual a do elétron e de carga positiva, foi imaginada por Dirac na resolução na equação relativa ao estudo do momento angular intrínseco do elétron (spin). O pósitron foi determinado experimentalmente, em 1932 por Anderson, no estudo de radiação cósmica. Em 1935 Yukawa apresentou a sua Teoria do Campo Mesônico para explicar o

problema das forças nucleares. Em 1947 na Inglaterra, no estudo de raios cósmicos, e em 1948 nos Estados Unidos, em laboratório foi descoberto o méson π . Nestas experiências, devemos destacar o nome do brasileiro César Lattes que participou ativamente nesta descoberta. Este acontecimento foi de grande importância para o desenvolvimento da física no Brasil e motivou a criação do CBPF (Centro Brasileiro de Pesquisas Físicas), atualmente um dos centros de pesquisa do CNPq (Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico).

A hipótese da existência do nêutron foi confirmada em 1932 por James Chadwick (1891-1974) em um artigo publicado com título *Possible Existence of a Neutron*. Esse trabalho realizado com partículas emitidas por um material radioativo natural rendeu para seu autor o Prêmio Nobel de Física de 1935.

Otto Hahn e Fritz Strassmann, dois cientistas alemães, bombardeavam uma amostra de urânio com nêutrons na tentativa de criar elementos mais pesados e acidentalmente criaram bário no meio do experimento, o que os deixou muito surpresos.

Sem saber o que de fato havia acontecido, Hahn enviou os dados para sua colega Lise Meitner (1878-1968). Ela analisou os dados junto com seu sobrinho Otto Frisch. Após a análise dos dados enviados por Hahn, Lise e seu sobrinho chegaram à conclusão que o átomo de urânio ao ser atingido pelos nêutrons partiu-se em dois, como uma célula em processo biológico e chamaram esse fenômeno de fissão.

Fermi, já nos EUA e colaboradores mostraram ser possível uma reação em cadeia com nêutrons de fissão. O Governo americano é informado da possibilidade de se fazer um poderoso explosivo com urânio. De acordo com (SILVA, ANTÔNIO TEIXEIRA, 2010), este mesmo governo libera US\$ 1.400.000,00 para ajudar as pesquisas na Universidade de Columbia. Em 1940 acontece a criação do NDRC (National Defense Research Committee) para pesquisas associadas à defesa. E no ano de 1941 as pesquisas da Universidade de Columbia são transferidas para a Universidade de Chicago. No ano seguinte, em 1942 o primeiro reator nuclear com reação em cadeia auto-sustentada chamado de “Chicago Pile” entra em funcionamento.

2 CICLO DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR

2.2 FRONT – END

2.2.1 Exploração

As coletas de dados para referência devem ser iniciadas o mais cedo possível, em um programa de exploração, a fim de fornecer informações suficientes para desenvolver estudos de impacto ambiental e avaliações. Idealmente, os dados de base devem ser recolhidos por pelo menos três anos antes de iniciar as operações, no entanto, um prazo adequado será determinado dependendo do regime regulamentar aplicável. Conjuntos de dados específicos sobre o sítio serão solicitados, exemplos de base de dados incluem, mas certamente não se limitam as informações hidrológicas e hidrogeológicas; flora e fauna; clima, solo; informações arqueológicas e pesquisas do patrimônio; inquéritos-antropológicos, avaliações do sítio contaminado.

As técnicas de prospecção preliminar para jazidas de urânio são relativamente não-intrusiva, e são similares às técnicas utilizadas para a exploração de depósitos minerais. Na fase preliminar de exploração dessas técnicas normalmente incluem a coleta e análise de amostras de solo e rochas da superfície, a vegetação e amostragem de água e ar e levantamentos da superfície geofísicos. A próxima etapa da exploração segundo (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. 2009. Pag.12) inclui perfuração, cubagem, escavação, e, ocasionalmente, a criação de plantas piloto ou de instalações de testes. Essas atividades têm o potencial de serem suficientemente perturbadoras para o ambiente e as precauções específicas precisam ser tomadas, nomeadamente a proteção das águas superficiais e subterrâneas. Por exemplo, a perfuração de exploração pode atingir aquíferos e devem ser tomadas precauções para evitar a contaminação cruzada de água. Existe vasta experiência de exploração na indústria para a maioria dos tipos de jazidas de urânio, e o histórico de casos anteriores devem ser consultados para orientações e uma visão mais detalhada.

No final da vida útil da jazida, são necessários descomissionamento e descontaminação das instalações. Isso não implica, necessariamente, um retorno do local à condição de pré-descoberta original, mas o sítio deve ser deixado em uma condição segura, ambientalmente aceitável, que não irá criar problemas para as gerações futuras, e, preferencialmente, potencial para uso posterior.

2.2.1. Mineração

O urânio é um elemento amplamente distribuído na crosta terrestre. Seu uso principal é como combustível para reatores de energia nuclear. Como ponto de referência em 2008, 64% da produção de eletricidade em todo o mundo veio a partir de combustíveis fósseis, 16% de fissão nuclear, com 19% de hidrelétricas e apenas 1% de outras fontes renováveis (WORLD NUCLEAR ASSOCIATION, 2002). Naturalmente o urânio é composto aproximadamente por 99,3% de U_{238} , 0,7% de U_{235} e traços de U_{234} . O U_{235} é o isótopo físsil do urânio, ou seja, seus núcleos têm uma elevada probabilidade de sofrer fissão após a captura de um nêutron térmico. Para o urânio que foi retirado do solo ser usado, deve ser extraído do minério e transformado em um composto que possa ser utilizado nas etapas posteriores do beneficiamento do combustível nuclear. O desenvolvimento sustentável da mineração do urânio, das operações de processamento e geração de energia nuclear deve primeiro ser considerados em relação à demanda de energia global.

Existem dois tipos principais de tratamento de minério de urânio. Um é chamado de processamento de minério de urânio, e cobre jazidas de urânio convencionais. O outro é chamado de processamento de fosfatos de urânio e dependendo da jazida abrange instalações em que o urânio é processado como subproduto de instalações de produção de fosfato. A maior parte do urânio é produzido por minas de minério de plantas convencionais e de processamento de minério. Minérios de urânio geralmente contêm em volume 0,1% a 0,5% de urânio, apesar de existir graus mais elevados. De acordo com OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY (2007), o urânio é extraído em vários processos básicos: mineração subterrânea ~ 38% do total, mineração a céu aberto ~ 23%, (LIS) lixiviação in situ ~ 28%, como subproduto de exploração de

cobre e ouro ~ 8% e outros métodos ~ 3%. A Figura 1 mostra os métodos de mineração e sua participação no total da produção de urânio 2007.



Figura 3 – Principais métodos de mineração de urânio.

A mineração subterrânea é usada para explorar corpos de minério bem abaixo da superfície. Este é um processo tradicional de extração mineral, com eixos afundados na terra, a fim de ter acesso ao minério de urânio. Já a mineração a céu aberto é usada em corpos de minério perto da superfície. Em ambos os processos, o minério é transportado para uma instalação de processamento, onde existe um moinho, em que o urânio é separado do minério.

O processo de mineração por lixiviação In-situ envolve o bombeamento de uma solução lixivadora no corpo do minério através de um furo, que circula através dos poros da rocha e o minério dissolvido é extraído através de um segundo poço. A solução lixivadora varia de acordo com o depósito de minério: para os depósitos de sal a solução pode ser água fresca que facilmente pode dissolver sais. Para o cobre, ácidos são geralmente necessários para melhorar a solubilidade dos minerais de minério dentro da solução. Para minérios de urânio, o chorume pode ser ácido ou bicarbonato de sódio. A solução ácida utilizada para dissolver o minério de urânio é o ácido sulfúrico ou menos comumente ácido nítrico. Pode ser utilizado também de acordo com (GAVIN M. MUDD. 2000. Pag.01), carbonato (bicarbonato de sódio, carbonato de amônio, ou dissolução de dióxido de carbono). A LIS de minérios de urânio começou no Estados Unidos e na União Soviética no início dos anos 1960.

O urânio também é produzido como um subproduto do processamento de minerais, bem como de produção de fertilizantes fosfatados. Estas operações de extração de urânio seriam destinadas ao processo de resíduos. Como a extração de subprodutos tipicamente envolve mudar muito pouco o processo de fluxo primário, essa extração de urânio geralmente não aumenta potencialmente os impactos ambientais adversos.

A jazida de Santa Quitéria, originalmente conhecido como Itataia, localizada na parte central do Estado do Ceará, a cerca de 45 Km a sudeste da cidade de Santa Quitéria, possui reservas geológicas de 142,5 mil toneladas de urânio associado ao fosfato. Nessa jazida pode-se aproveitar também cerca de 300 milhões de m³ de mármore, totalmente isento de urânio.

Segundo (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. 2001. Pag.40), depósitos de fosforita marinha representam 80% da produção mundial de fosfatos fertilizantes, e 70% deste total é convertida em processo por via úmida de ácido fosfórico, que é a base para os processos de extração de urânio. A fosforita marinha contém até 150 ppm (partes por milhão), de urânio, mas não existem circuitos de extração de urânio em funcionamento atualmente para esta matéria prima. No entanto, nas atuais condições econômicas e devido a um interesse reavivado em produção de urânio, esta situação está sendo re-examinada por um número de empresas com potencial para extrair este subproduto de urânio.

Dentre outros métodos de extração, a pilha de lixiviação é o processo que está sendo usado para extrair minérios com baixo grau de urânio e geralmente é associada a uma mina de urânio convencional e uma planta de beneficiamento de minério.

Considerando métodos não convencionais, incluem a extração do urânio através de tratamento de águas de minas, como parte da extração de desativação. De acordo com (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. 2008. Pág. 52) a atual quota é de aproximadamente 0,2%, Em anos anteriores o urânio também foi extraído como subproduto da produção de ácido fosfórico

por um processo de extração de solvente. A tecnologia para extrair o urânio de fosfatos é madura, tem sido utilizado na Bélgica, no Canadá e nos E.U.A., mas os custos elevados de extração limitam a utilização desses recursos .

O Brasil possui uma das maiores reservas mundiais de urânio o que permite o suprimento das necessidades domésticas a longo prazo e a disponibilização do excedente para o mercado externo. O País registra atualmente segundo a INB (Indústrias Nucleares do Brasil) a sexta maior reserva geológica de urânio do mundo. Com cerca de 309.000t de U_3O_8 nos Estados da Bahia, Ceará, Paraná e Minas Gerais, entre outras ocorrências. As reservas geológicas brasileiras evoluíram de 9.400 toneladas, conhecidas em 1975, para a atual quantidade, podendo certamente ser ampliadas com novos trabalhos de prospecção e pesquisa mineral já que esses foram realizados em apenas 25% do território nacional. O País possui também ocorrências uraníferas associadas a outros minerais, como os encontrados nas jazidas de Pitinga no Estado do Amazonas além de áreas extremamente promissoras como a de Carajás, no Estado do Pará. Nesses, se estima um potencial adicional de 300.000t.

2.2.3 Conversão

Uma vez extraído do minério, processado em um moinho, e em seguida lixiviado com um ácido ou uma solução de alcalina, o urânio é extraído a partir desta solução, utilizando-se um processo de troca iônica. A secagem da solução é realizada em um forno calcinador múltiplo. O produto é um óxido de urânio concentrado denominado yellowcake, com ponto de fusão de aproximadamente 800°C. O yellowcake é normalmente aquecido para remover as impurezas, aumentando assim a concentração de diuranato de amônio (DUA) U_3O_8 , (ver página 36). O U_3O_8 também pode ser de acordo com (SWIDER, R.C .1997. Pág. 28) produzido a partir do peróxido de uranilo, usando-se um ácido forte, normalmente peróxido de hidrogênio, através do processo de precipitação. A vantagem deste processo é que o peróxido seca a uma temperatura relativamente baixa, normalmente 250°C.

A manipulação do yellowcake tem o potencial para gerar um pó que é tanto química quanto radioativamente perigoso. Quando exposto ao pó o manuseio é controlado por confinamento e isolamento do ambiente de trabalho. Todas as fases da operação de secagem devem ser mantidas sob pressão negativa, no qual os gases de escape passam através de sistemas de coleta de pó para evitar perdas de yellowcake. Para poder ser utilizado em outras etapas do beneficiamento, o concentrado de urânio deve de ser convertido em outras formas. Nesta etapa converte-se o urânio em gás, o hexafluoreto de urânio UF_6 , assim, será mais fácil de manuseá-lo no processo de enriquecimento.

A conversão do yellow cake para o UF_6 é um processo que se divide em duas fases. A primeira fase envolve a dissolução do concentrado de urânio com ácido, obtendo-se $UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$ (UNH) purificado. Após a calcinação, obtém-se o pó UO_3 . A este produto é, então, adicionado ácido fluorídrico, que o converte em tetrafluoreto de urânio UF_4 , que possui característica granular e coloração verde. Na segunda fase, o UF_4 é convertido em hexafluoreto de urânio (UF_6). Uma das características químicas do UF_6 é que ele se transforma em um gás, quando aquecido a uma temperatura relativamente baixa. O flúor utilizado neste processo é produzido pela eletrólise do ácido fluorídrico. As duas fases são normalmente realizadas em uma mesma fábrica, podendo, porém ser realizadas em fábricas distintas.

De acordo com (NUCLEAR FUEL CYCLE INFORMATION SYSTEM IAEA. 2009. Pág. 30) a demanda atual para a conversão de UF_6 é cerca de 60 000 t U / a. A demanda projetada será entre 60.000 e 90.000 t U / a no ano de 2025. Não haverá a necessidade de construir novas instalações de conversão em curto prazo, pois as atuais fábricas suprem esta necessidade. Atualmente, o mundo dos serviços de conversão de urânio é caracterizado por um excesso de oferta e os preços relativamente estáveis.

2.2.4 Enriquecimento

O enriquecimento do urânio é uma das fases fundamentais no processo de beneficiamento. Dos três isótopos encontrados na natureza, temos as

seguintes concentrações: 99,284% de U_{238} , 0,711% de U_{235} e 0,0054% de U_{234} . Porém, apenas o U_{235} pode ser usado como combustível nuclear nos reatores, pois possui a propriedade de fissionar-se ao colidir com nêutrons energéticos. Justifica-se então o termo enriquecimento, ou seja, a quantidade de isótopos de urânio físsil deve ser separada das demais, aumentando assim sua concentração para que possa ser utilizado como combustível.

2.2.4.1 Métodos de enriquecimento

A separação dos isótopos é difícil, pois estes compostos têm propriedades químicas muito parecidas, portanto este processo deve ser efetuado gradualmente. A maioria dos processos existentes para a separação de isótopos se baseia na diferença das massas, que por sinal é muito pequena. O U_{235} é mais leve apenas 1,26% que o U_{238} . Este problema é agravado pelo fato de que raramente o urânio é separado em sua forma atômica, mas sim como um composto ($^{235}UF_6$ é apenas 0,852% mais leve do que $^{238}UF_6$). É necessária uma cascata de estágios sucessivos e idênticos para produzir maiores concentrações de ^{235}U . Cada estágio passa um produto um pouco mais concentrado para a próxima fase e devolve um resíduo menos concentrado para a fase anterior. É importante mencionar que dentre as atividades do ciclo do combustível, o enriquecimento de urânio é a que reúne a maior complexidade tecnológica, por lidar com exigências técnicas muito restritas, em termos de seleção e desenvolvimento de materiais, em controle de qualidade dimensional, diversos métodos e etapas de fabricação eletromecânica, entre outros aspectos. Existem várias formas de se efetuar a separação dos isótopos, mas que ao longo dos anos mostraram algumas limitações e não puderam se tornar viáveis comercialmente.

Dentre estes métodos que não se tornaram viáveis podemos citar o processo de separação aerodinâmico, que depende da difusão do gás, conduzido por gradientes de pressão, tal como a centrífuga a gás. Com efeito, os processos aerodinâmicos podem ser considerados como centrífugas não rotativas. Um reforço na força centrífuga é conseguido através da diluição de UF_6 em hidrogênio ou hélio, que servem como gás de transporte e fazem com

que o fluxo do gás atinja uma velocidade muito maior que hexafluoreto de urânio puro. A Uranium Enrichment Corporation of South Africa (UCOR) desenvolveu e implantou o vórtice Helikon, processo de separação baseado no tubo de vórtice e uma planta de demonstração foi construído no Brasil por núcleos, um consórcio liderado pela INB utilizaram o processo de bocal de separação. Entretanto tais métodos têm elevado consumo de energia e os requisitos substanciais para a remoção do calor residual não estão em uso.

Utilizando outra forma de separação, o método de separação isotópica eletromagnética, vaporiza o urânio e em seguida ioniza seus átomos positivamente. Os cátions são então acelerados e, posteriormente, desviados por campos magnéticos para os seus respectivos locais de coleta. A produção em escala do espectrômetro de massa nomeado Calutron foi desenvolvido durante a Segunda Guerra Mundial, que proporcionou alguns dos U_{235} usado no Little Boy, bomba nuclear, que foi lançada sobre Hiroshima em 1945. O termo Calutron aplica-se corretamente a um dispositivo de múltiplos estágios organizados em um grande contorno oval entorno de um poderoso eletroímã. A separação isotópica eletromagnética foi amplamente abandonada em favor de métodos mais eficazes.

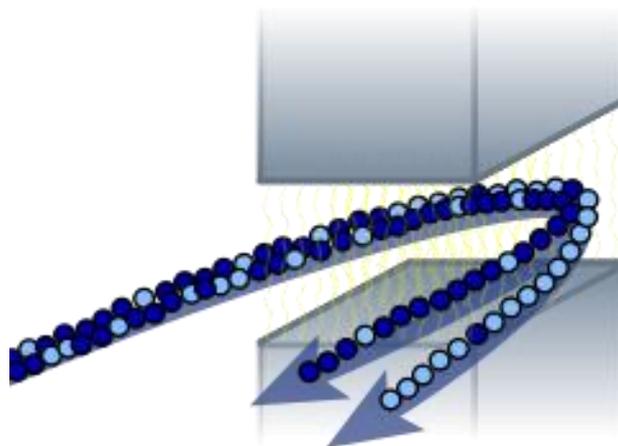


Figura 4 – Esquema de separação de isótopos de urânio em um Calutron

Seguindo uma linha parecida, o PSP (processo de separação através do plasma) descreve uma técnica que faz uso de ímãs supercondutores e física dos plasmas. Neste processo, o princípio da ressonância iônica no cíclotron é

usado para energizar seletivamente isótopo ^{235}U em um plasma contendo uma mistura de íons.

Os processos de separação química se valem do fato de existir uma ligeira diferença nos isótopos no que se refere à propensão para mudar a valência de oxidação/redução, utilizando fases aquosas orgânicas. Um processo de troca-iônica foi desenvolvido pela Asahi Chemical Company no Japão, que tem uma aplicação química semelhante, mas os efeitos da separação se davam sobre uma propriedade de troca iônica de uma resina orgânica.

Os processos de separação a laser ainda são uma promessa de baixo gasto de energia, aliados a baixos custos de capital. O processo de separação isotópica atômica por laser de vapor AVLIS, (Atomic Vapor Laser Isotope Separation), utiliza lasers especialmente para separar isótopos de urânio com ionização seletiva. A técnica utiliza lasers que são sintonizados para atuar em frequências que ionizem apenas o átomo de U_{235} . Os íons de U_{235} carregados positivamente são, então, atraídos e recolhidos por uma placa carregada negativamente. Na mesma linha de lasers, a separação isotópica por laser molecular MLIS (Molecular Laser Isotope Separation) utiliza um laser infravermelho dirigido gás UF_6 , que contém moléculas com átomo de U_{235} excitado. Um segundo laser libera um átomo de flúor, que por sua vez se combina com o urânio, formando o pentafluoreto de urânio que se precipita e sai do estado gasoso. A Separação de isótopos por laser de excitação (SILEX) é um desenvolvimento brasileiro, que também usa UF_6 . Os detalhes do processo são limitados por acordos intergovernamentais entre EUA e Austrália, e entidades comerciais. O método SILEX foi desenvolvido para ser uma ordem de grandeza mais eficiente do que as técnicas de produção existentes, mas, novamente, o número exato não é classificado.

Na linha de separação por difusão, existe o método de difusão térmica, que utiliza a transferência de calor através de um fino líquido ou gás para realizar a separação de isótopos. O processo explora o fato de que as moléculas de gás U_{235} difundem em direção a uma superfície quente, por ser

mais leve e as moléculas de gás U_{238} mais pesadas difundem, em direção a uma superfície fria. Esse método foi abandonado em favor da difusão gasosa. Atualmente os dois métodos comerciais mais utilizados internacionalmente para o enriquecimento são a difusão gasosa (denominado de primeira geração) e centrifugação a gás (segunda geração).

O processo de difusão gasosa é uma tecnologia usada para produzir urânio enriquecido, forçando a passagem do hexafluoreto de urânio através de membranas semipermeáveis. Isso produz uma ligeira separação entre as moléculas contendo U_{235} e U_{238} . Ao longo da Guerra Fria, o método de difusão gasosa desempenhou um papel importante como técnica de enriquecimento de urânio, e continua a representar segundo (ARJUN, SMITH. 2004. Pág.15) cerca de 33% da produção de urânio enriquecido, apesar de ser uma tecnologia obsoleta em relação a centrífuga.

O processo de centrífuga a gás utiliza uma grande formação de cilindros rotatórios em série e paralelo. Cada cilindro de rotação cria uma intensa força centrífuga, de modo que as moléculas do gás mais pesadas contendo ^{238}U deslocam-se para o exterior do cilindro e a fração do gás rico em ^{235}U fica mais próxima do centro. Ele requer muito menos energia para atingir a mesma separação que o processo de difusão gasosa.



Figura 5 – Cascata de centrífugas a gás em uma usina de enriquecimento.

A centrífuga Zippe é uma melhoria no padrão de centrifugação a gás, a principal diferença é o uso de calor. O fundo dos cilindros rotativos é aquecido, produzindo correntes de convecção que movem o U^{235} até o cilindro, onde podem ser recolhidos por colheres. Este projeto de centrífuga melhorada é utilizado comercialmente pela Urenco para produzir combustível nuclear e foi usado por Portugal em seu programa de armas nucleares.

A tecnologia de ultracentrifugação foi desenvolvida na Alemanha, durante a Segunda Guerra Mundial, pela equipe do físico austríaco Gernot Zippe. Posteriormente, os russos a aperfeiçoaram com o auxílio do próprio Zippe e alguns de seus cientistas. Atualmente, menos de 10 países no mundo dominam esta tecnologia, sendo o Brasil um deles.

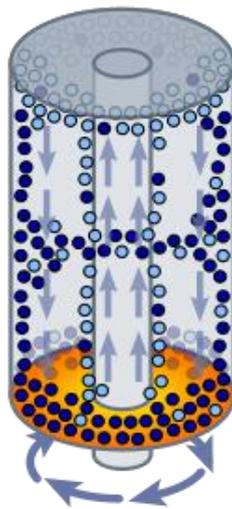


Figura 6 – Diagrama dos princípios de uma centrífuga a gás do tipo Zippe, com o U-238 representado em azul escuro e U-235, representada em azul claro.

Para se obter a separação isotópica mencionada acima, deve-se operar com as maiores rotações possíveis, uma vez que a força centrífuga é proporcional ao quadrado da velocidade angular. No entanto, devem-se respeitar os limites de resistência dos materiais (devido às altas tensões mecânicas ou esforços solicitantes decorrentes) e diminuir o consumo de energia ao máximo. Nesta ótica, quanto menor for o atrito entre as diversas partes, melhor será o rendimento da ultracentrifuga.

Para a redução do atrito, opera-se sob vácuo entre a carcaça e o rotor, ao mesmo tempo em que se atenua o atrito nos mancais. Desenvolvido e homologado um modelo de ultracentrífuga, fabricam-se diversas delas para que sejam montadas em arranjos em série e em paralelo, os quais passam a se chamar “cascata de enriquecimento de urânio”, em função das condições de contorno do projeto (quantidade de massa e teor de enriquecimento). Para reatores do tipo de Angra 1 e 2, são necessárias toneladas de UF_6 enriquecido entre 3 e 5%. Por exemplo, os arranjos em paralelo objetivam a produção de grande massa, mas com baixo teor de enriquecimento. Por outro lado, o arranjo em série provê uma quantidade de massa muito pequena, mas com alto teor de enriquecimento. Observa-se que se recicla o UF_6 o tempo todo ao longo do processo: o produto de um estágio de enriquecimento é direcionado para a alimentação do estágio seguinte, enquanto que o rejeito do estágio inicial retorna para a alimentação do estágio anterior.

2.2.4.2 Graus de enriquecimento

O grau de enriquecimento do urânio dependerá da finalidade no qual o combustível nuclear será utilizado, ele pode ser enriquecido nos mais variados graus. O grau de enriquecimento é conhecido através da medição da quantidade de U_{235} , que é físsil, em relação aos outros isótopos não físséis. O urânio encontrado na natureza tem um grau de enriquecimento de 0,711%. Ou seja, na natureza existe urânio físsil, porém em baixa quantidade com relação seus outros isótopos. Podemos citar também o urânio de baixo enriquecimento LEU (Low-enriched uranium), no qual o teor de concentração é inferior a 20%. Sua utilidade principal é no setor comercial para ser usado nos reatores do tipo PWR e em reatores de pesquisa. Quando o grau de concentração for superior a 20%, o urânio será classificado como altamente enriquecido HEU, (highly enriched uranium). O urânio físsil usado armas nucleares geralmente contém 85% ou mais de ^{235}U , porém uma massa crítica, que a menor quantidade de material cindível, enriquecida a 20% é suficiente para acionar o processo de reação em cadeia através dos nêutrons rápidos. Segundo (MOSTELLER. .1994. Pág. 32), experimentos de criticidade já foram realizado com urânio enriquecido a mais de 97%. HEU também é usado em reatores de nêutrons

rápidos, cujos núcleos requerem cerca de 20% ou mais de material físsil, bem como em reatores navais, onde, muitas vezes, contém pelo menos 50% ^{235}U , mas geralmente não ultrapassa 90%. O Fermi, um protótipo de reator rápido comercial utiliza HEU com 26,5% de ^{235}U . Quantidades significativas de urânio altamente enriquecido são utilizados na produção de isótopos médicos, por exemplo, o molibdênio-99 para geradores de tecnécio-99 .



Figura 7 – Amostra de urânio metálico altamente enriquecido.

2.2.5 Reconversão

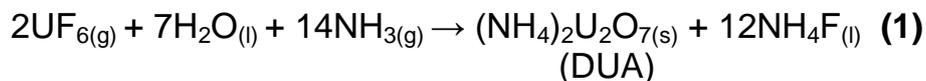
Após ser devidamente enriquecido, o urânio deverá passar pelo o processo de reconversão. Nesta etapa se dá o retorno do gás UF_6 ao estado sólido, sob a forma de pó de dióxido de urânio (UO_2).

Os principais processos de obtenção do UO_2 em escala industrial podem ser divididos em reconversão por via úmida e por via seca. No primeiro caso, o UO_2 é obtido a partir da redução do tricarbonato de amônio uranilo (TCAU) ou do diuranato de amônio (DUA) os quais são precipitados em meio aquoso (via úmida). No segundo caso, o UO_2 é obtido diretamente a partir da reação do hexafluoreto de urânio (UF_6) com hidrogênio (H) e vapor d'água (via seca).

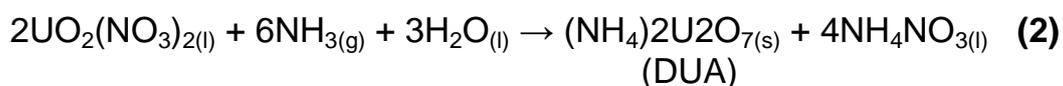
2.2.5.1 - Reconversão por via úmida

A redução do DUA para a obtenção do UO_2 foi o primeiro a ser desenvolvido em escala industrial. O DUA pode ser obtido a partir do UF_6 ou de uma solução de nitrato de urânio $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$. Quando se utiliza UF_6 , este é

hidrolisado reagindo com amônia, obtendo-se o DUA. Segundo (SANTOS, 2008. Pág. 08), a reação ocorre da seguinte forma:



No caso de ser utilizada a solução de nitrato de urânio $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ a reação ocorre segundo a equação:



A figura 8 apresenta o esquema simplificado do processo de obtenção do pó de UO_2 via DUA.

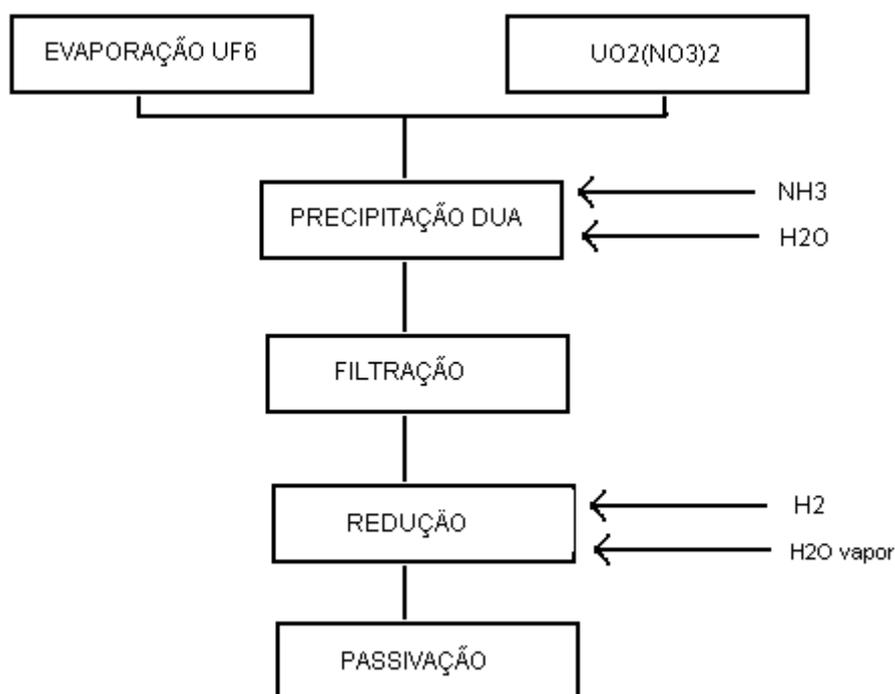
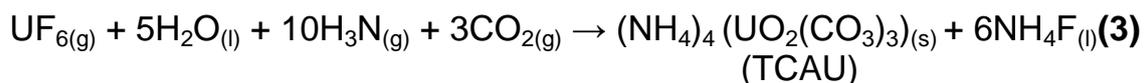


Figura 8 – Processo de obtenção de pó de UO_2 a partir do DUA.

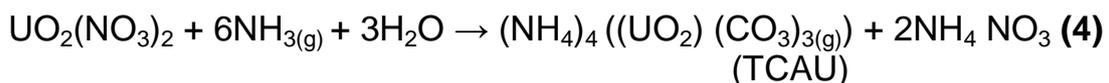
O composto é seco e tratado com vapor e hidrogênio num forno para reduzir o DUA a UO_2 e, desta maneira, diminuir o teor de fluoreto para níveis desejáveis quando o DUA for obtido a partir do UF_6 . Após a redução ocorre a

etapa de passivação, que consiste na oxidação controlada do pó de UO_2 . O produto resultante é um óxido não estequiométrico.

Ainda no processo de obtenção do UO_2 por via úmida, existe a possibilidade de reduzir o Tricarbonato de Amônio e Uranilo (TCAU). Esse método foi desenvolvido pela NUKEN na República Federal da Alemanha com a finalidade de reduzir o número de etapas do processo DUA e obter um precipitado com um teor de flúor mais baixo. A primeira etapa consiste da evaporação do UF_6 . O recipiente de UF_6 é aquecido e o gás transferido para um tanque de precipitação que contém água desmineralizada. Na etapa seguinte o TCAU $(\text{NH}_4)_4 \text{UO}_2(\text{CO}_3)_3$ é precipitado através da adição de gases CO_2 e NH_3 , adicionados cuidadosamente ao tanque em quantidades controladas. A reação de acordo com (SANTOS, 2008. Pág. 10) ocorre segundo a equação:



Como se pode também utilizar a solução de nitrato de uranilo (NU) como material de alimentação, em vez do UF_6 , a reação neste caso passa a ser:



O TCAU precipita-se na forma de monocristais amarelos. O tamanho das partículas do precipitado depende dos parâmetros de precipitação, tais como, pH, temperatura e vazão do UF_6 . O processo TCAU é um processo semi-contínuo cujas etapas estão representadas na figura 9.

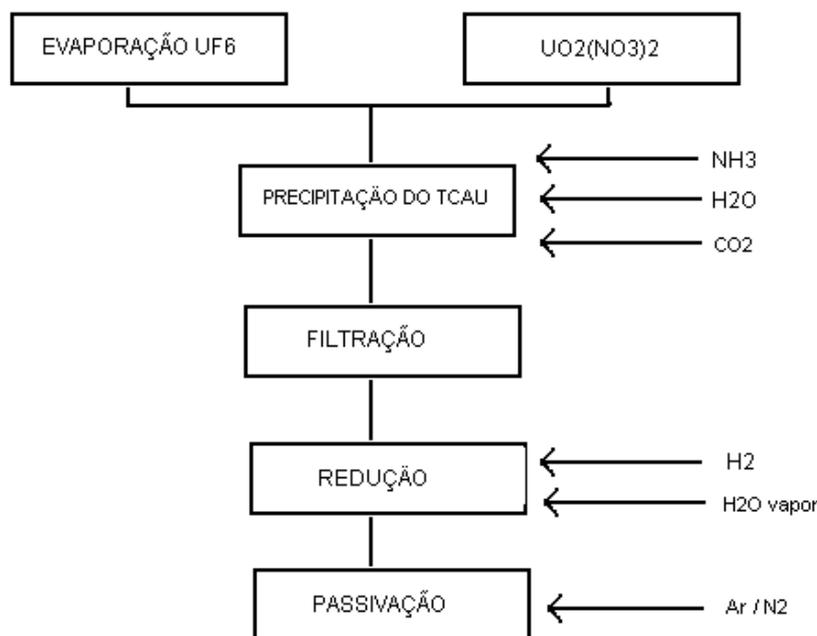
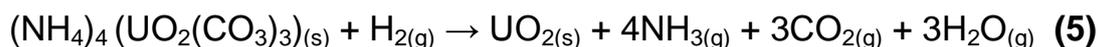


Figura 9 – Processo de obtenção do pó de UO₂ a partir do TCAU.

Após a precipitação do TCAU, a suspensão é bombeada para um filtro a vácuo e sucessivamente lavada com uma solução de bicarbonato de amônio e etanol. Segundo (SANTOS. 2008. Pág. 11) o TCAU é reduzido num forno tubular com atmosfera de H₂ / H₂O_{vapor} numa temperatura de 650°C onde ocorre sua decomposição e subsequente redução que acontece segundo a equação:



A etapa seguinte consta da estabilização do pó de UO₂ que é realizada de maneira controlada, através de uma oxidação para se obter uma relação O/U (Oxigênio/Urânio). O pó de UO₂ proveniente do TCAU possui as propriedades desejadas, ou seja, baixo teor de flúor, boa estabilidade e alta superfície específica, esta responsável pela alta sinterabilidade do material. Este é o processo desenvolvido pela INB (Indústrias Nucleares do Brasil) nas usinas de Angra I e II. Todas as etapas deste processo são mostradas na figura 10.

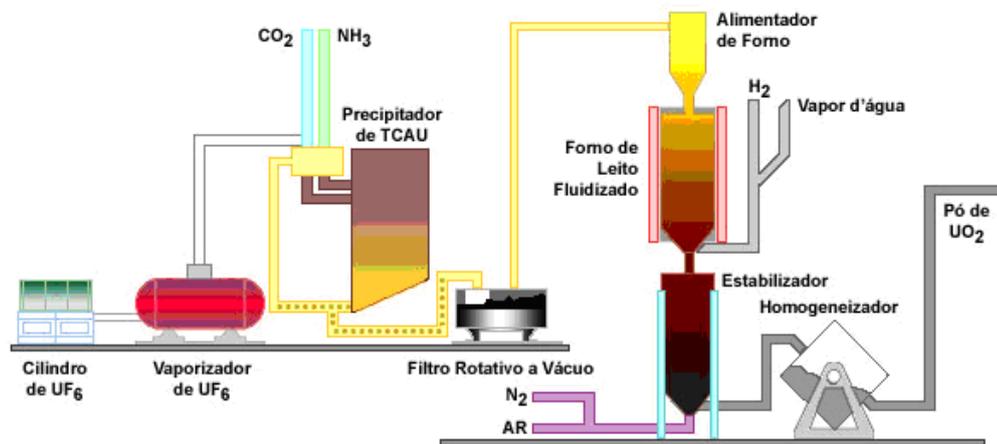
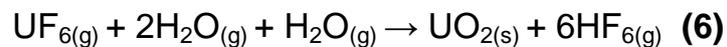


Figura 10 – Diagrama do hexafluoreto de urânio (UF_6) sendo transformado em dióxido de urânio (UO_2).

2.2.5.2 - Reconversão por via seca

De acordo com (SANTOS. 2008. Pág. 12) durante os últimos anos dois processos diferentes por via seca têm sido desenvolvidos, o do leito fluidizado e o do forno rotativo IDR (Integrated Dry Route).

A primeira etapa da reação de conversão por Leito Fluidizado consiste na hidrólise do UF_6 e é realizada pela combinação do UF_6 (algumas vezes diluído em nitrogênio) com vapor superaquecido ($\sim 650^\circ C$) produzindo fluoreto de urânio (UO_2F_2). Em seguida, este é reduzido, por reação com H_2 , a UO_2 , que é o óxido estável nesta reação. A reação global segundo (SANTOS. 1989. Pág. 12) ocorre da seguinte maneira:



O processo está representado pela figura 11.

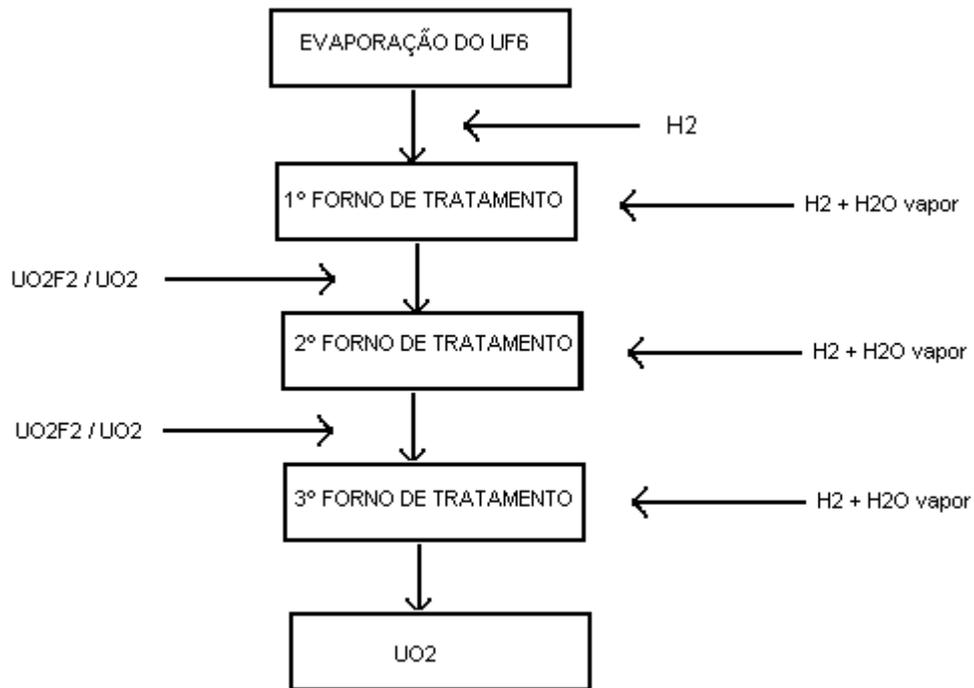


Figura 11 – Processo de obtenção de UO_2 por via seca em forno de leito fluidizado.

O processo de reconversão por via seca em forno rotativo possui as mesmas reações que ocorrem no forno de leito fluidizado e está esquematizado na figura 12.

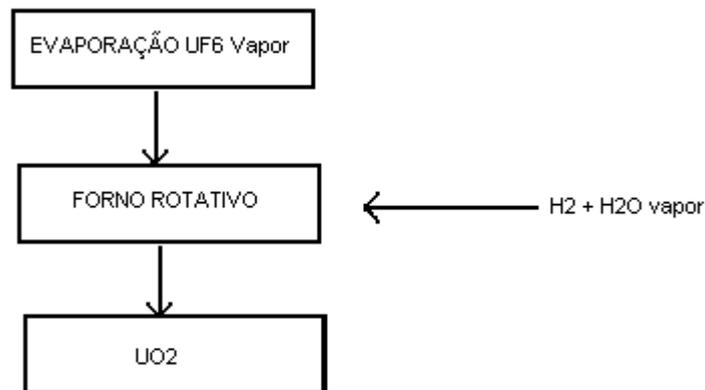


Figura 12 – Processo de obtenção de uo_2 por Via seca em forno rotativo.

Os processos de reconversão por via seca têm um custo operacional mais baixo do que os do processo por via úmida. A reconversão por via úmida necessita o tratamento dos rejeitos líquidos gerados, (SANTOS. 1998. Pág. 14).

2.2.6 Produção de pastilhas

As pastilhas de dióxido de urânio (UO_2) têm a forma de um cilindro de aproximadamente um centímetro de comprimento e de diâmetro e após serem submetidas a diversos testes - dimensionais metalográficos e químicos - estarão aptas a compor o Elemento Combustível, que é composto pelas pastilhas de dióxido de urânio montadas em tubos de uma liga metálica especial - o zircaloy - formando um conjunto de varetas, cuja estrutura é mantida rígida por reticulados chamados grades espaçadoras.

Na fabricação de pastilhas, faz-se primeiro o processo de homogeneização do U_3O_8 , o pó é transportado para uma prensa rotativa automática, onde são produzidas as pastilhas. Nesta fase do processo são chamadas de pastilhas verdes. As pastilhas verdes, ainda relativamente frágeis, são encaminhadas ao forno de sinterização, sob temperatura de $1750^\circ C$, em processo semelhante ao da fabricação de cerâmicas, onde adquirem resistência ou endurecimento necessária às condições de operação a que serão submetidas dentro de um reator de uma usina nuclear. As pastilhas sinterizadas passam, ainda, por uma etapa de retificação para ajuste fino das dimensões. Após a retificação todas as pastilhas sinterizadas são verificadas através de medição a laser, que rejeita aquelas cuja circunferência estiver fora dos padrões adequados. As pastilhas sinterizadas aprovadas são acondicionadas e armazenadas adequadamente.

Para garantir a uniformidade da qualidade de produto final é essencial que os produtos intermediários sejam controlados. O pó de UO_2 é analisado em detalhes no que diz respeito às impurezas químicas e parâmetros significantes para a fabricação das pastilhas. Alguns dos valores são especificados por razões nucleares, como por exemplo, o teor de enriquecimento e a quantidade de urânio. Os outros devem corresponder a determinados valores devido a efeitos que possam causar durante o processo de fabricação das pastilhas.

A finalidade da limitação das impurezas é a de minimizar as mudanças de propriedades e diminuir a possibilidade de defeitos pela necessidade de

reduzir a absorção neutrônica. Em casos particulares, os elementos especificados e suas concentrações máximas permitidas podem variar de fabricante para fabricante. No entanto, todas as especificações convergem para aqueles elementos que são essenciais na observação do comportamento operacional do combustível. Na tabela 2 estão listados os nove elementos de impurezas mais importantes considerados pela ASTM (American Society for Testing Materials) para as pastilhas de UO_2 . Os elementos discriminados nessa tabela são classificados em duas categorias:

- 1 - elementos que contribuem para certos mecanismos de defeito na vareta combustível (D);
- 2 - elementos que são indicadores (I), ou seja, durante o processo de reconversão do UF_6 a UO_2 a presença destes pode indicar o desgaste de certos materiais do processo que devem ser substituídos.

ELEMENTO	CONCENTRAÇÃO MÁXIMA ADMISSÍVEL $\mu\text{g/g U}$	BASE PARA A ESPECIFICAÇÃO	
		(D)	(I)
Cl	15	D	
F	10	D	
N_2	30	D	
C	100	I	
H_2	2	D	
Ca	100	I	
Fe	100	D	
Ni	50	D	
Si	100	I	

Tabela 01 - Especificação de impurezas nas pastilhas de UO_2 de reatores PWR.

De acordo com (SANTOS. 1998. Pág. 19), dos elementos que contribuem para os mecanismos de defeito na vareta, o que tem maior limitação é o hidrogênio, pois independentemente do estado químico em que se encontra na pastilha (na forma elementar ou combinada), ele conduz à hidretação do revestimento de Zircaloy. Ele não provoca nenhum dano quando a sua absorção é homogênea; no entanto, se a absorção de hidrogênio for

localizada, provoca a formação de hidretos que levam à perfuração do tubo de revestimento.

A principal fonte de hidrogênio é a unidade residual das pastilhas combustíveis. Esta consiste de uma camada de água adsorvida na superfície e ocasionalmente, aparece como água residual nos poros abertos. Durante a estocagem do combustível ao ar, pequena quantidade de água é adsorvida. Também grande quantidade de água pode aparecer quando as pastilhas após retificação não forem adequadamente secas. Para (SANTOS. 1998. Pág. 19), o teor máximo de água equivalente está limitado em 10 ppm, o que em muitos casos representa um valor de $2\text{mg H}_2\text{O}/\text{cm}^3$ de volume livre na vareta combustível.

Todos os halogênios são corrosivos aos aços inoxidáveis. Eles combinam-se com os principais componentes do aço (Fe, Cr, Ni), formando produtos voláteis ou até líquidos. A maioria das impurezas no combustível nuclear origina-se do mineral, mas o flúor e o cloro surgem durante o processo de produção do pó ou das pastilhas. Para estes elementos são fixadas especificações por razões de corrosão, conduzindo assim à formação de defeitos no tubo de revestimento. O flúor é proveniente basicamente do UF_6 . O cloro pode contaminar o encamisamento quando este for limpo com um material contendo cloro. O teor de cloro pode ser elevado quando as pastilhas combustíveis forem estocadas em frascos de PVC, pois devido ao atrito com o PVC, partículas contendo cloro podem aderir ao combustível.

Geralmente, o sal de urânio é reduzido a UO_2 em um forno de aço inoxidável, ou ligas similares. A presença de Ni, Fe, Cr, Si no pó de UO_2 indica a ocorrência de corrosão dos materiais estruturais do forno.

Para a precipitação do sal de urânio (TCAU/DUA) utiliza-se geralmente água desmineralizada. A presença de elementos tais como cálcio e magnésio no pó de UO_2 pode ser resultante da qualidade da água. O carbono indica a presença de impurezas orgânicas. Ele origina-se, principalmente, devido ao lubrificante da matriz na etapa de compactação. Ele é especificado por razões de corrosão, o carbono é responsável pelo transporte do oxigênio do combustível ao encamisamento via fase gasosa pela formação de CO/CO_2 . Altos teores de carbono podem também provocar a precipitação de carbetos no

encamamento. A precipitação de carbeto nos contornos de grãos pode provocar uma fragilização do aço. O nitrogênio reduz a estabilidade à corrosão do Zircaloy e pode contribuir para uma nitreção localizada.

2.3 BACK – END

O back – end compreende uma série de atividades relacionadas às etapas finais do ciclo do combustível nuclear. Estas etapas geralmente incluem irradiação do material nuclear bem como o transporte e armazenamento do material irradiado.

2.3.1 Geração de energia

Encerrada a primeira parte do beneficiamento do combustível nuclear com a produção de pastilhas, parte-se então para o estudo de todo o processo que o urânio irá passar ao entrar na usina nuclear no qual será extraída e convertida a energia que possui em suas ligações nucleares. Far-se-á todo um estudo do comportamento atômico a fim de que se entenda como se procede a geração de energia através das fissões nucleares.

2.3.1.1 Funcionamento da usina nuclear

A energia elétrica no mundo está distribuída em função de sua forma de geração, conforme demonstra a figura 13. Embora as usinas nucleoeletricas de Angra I e II colaborem com pouco mais de 3% do total da energia elétrica produzida no Brasil, no restante do mundo esse percentual chega a marca de 16%, com grande contribuição do Japão, Estados Unidos e principalmente França..

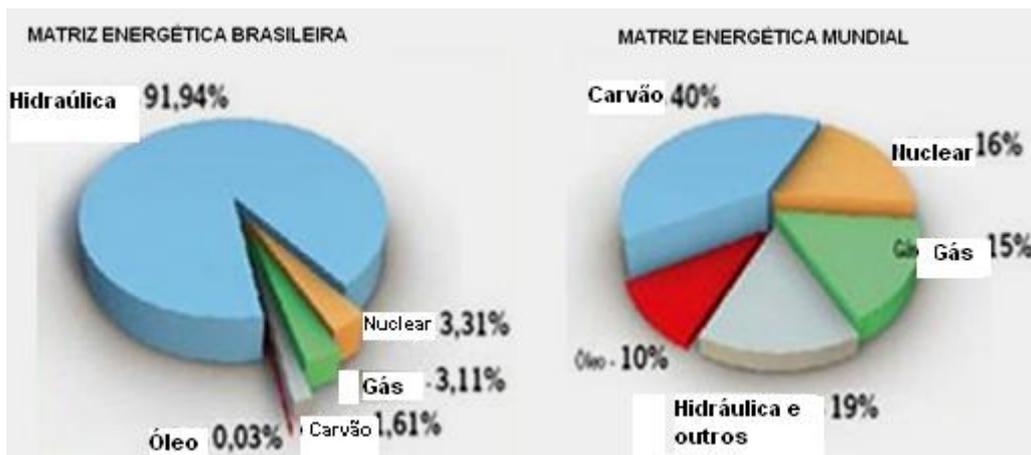


Figura 13 – Distribuição da energia elétrica em função de sua forma de geração. Fonte: AIEA

A usina nuclear difere da térmica convencional basicamente quanto à fonte de calor. Enquanto em uma térmica convencional queima-se óleo, carvão ou gás na caldeira, em uma usina nuclear usa-se o potencial energético da fissão do urânio para aquecer a água que circula no interior do reator.

O princípio de funcionamento dessas usinas se baseia no resfriamento do núcleo do reator através de um circuito fechado de água de alta pressão chamado circuito primário. A água aquecida sob alta pressão do circuito primário passa por um trocador de calor (gerador de vapor) onde aquece e transforma em vapor a água do circuito secundário. Esse vapor movimentava uma turbina que aciona um gerador elétrico. A condensação do vapor que trabalha na turbina se faz num trocador de calor (condensador) que é resfriado por outro circuito dotado de uma torre de refrigeração. A energia gerada chega aos consumidores finais através de redes de distribuição.

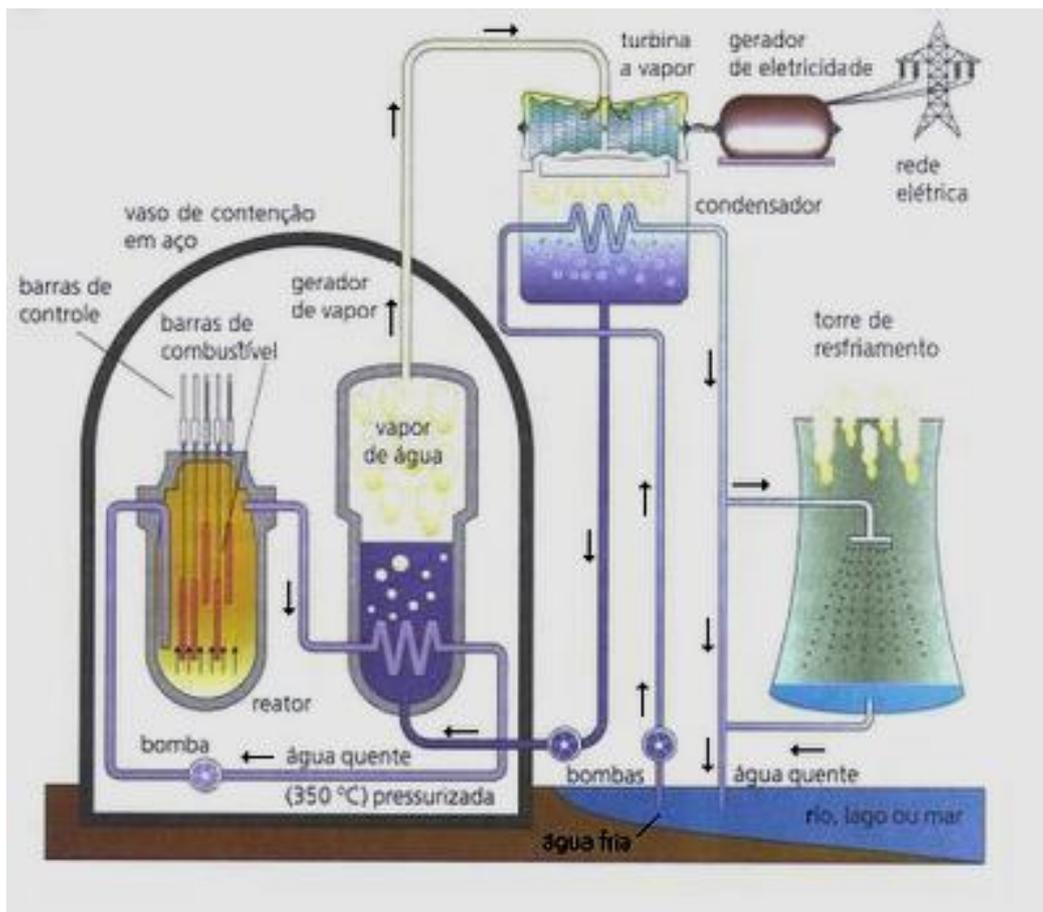


Figura14 – Esquema de funcionamento de uma usina que utiliza reator PWR.

As usinas mais comuns são as que utilizam o reator do tipo PWR Pressurized Water Reactor (Reator a Água Pressurizada) e BWR – Boiling Water Reactor (Reator à Água Fervente), apesar de existir uma série de tipos de reatores que se diferenciam pelos seus combustíveis, moderadores (material que modera a velocidade neutrônica), refrigeradores (material que refrigera o núcleo do reator e leva o calor até a turbina) e modo de operação. A tabela 2 mostra os principais reatores existentes, seus países de origem e suas principais diferenças.

Combustível	Enriquecimento	Moderador	Refrigerante	Tipo de reator	País de origem
UO ₂	2% a 4%	H ₂ O	H ₂ O	PWR	EUA
UO ₂	2% a 4%	H ₂ O	H ₂ O (fervente)	BWR	EUA

U metálico	-	Grafite	CO₂	GCR	Reino Unido
UO₂	2% a 4%	Grafite	CO₂	ACR	Reino Unido
ThC₂ +UC₂	93%	Grafite	He	HTGR	EUA Reino Unido Alemanha
UO₂	-	D₂O	D₂O	PHWR	Canadá
UO₂	2% a 4%	D₂O	H₂O (fervente)	SGHWR	Reino Unido
UO₂	2% a 4%	Grafite	H₂O (fervente)	RBMK	URSS
UO₂+ PUO₂	-	-	Na líquido	FBR	Vários

Tabela 2 – Principais reatores nucleares de potência.

A CNAEA (Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto), localizada na praia de Itaorna, Angra dos Reis-RJ, abriga as usinas de Angra I, II e III (em fase de construção), utiliza o reator PWR para gerar 45% da energia consumida no estado do Rio de Janeiro. Com a conclusão de Angra III, a previsão é que se alcance 85% de geração de energia elétrica daquele estado.

2.3.1.2 Reação de fissão

A fissão nuclear foi descoberta por Otto Hahn e Fritz Strassmann em Berlim em 1938 e explicada por Lise Meitner e Otto Frisch (ambos em exílio na Suécia) logo depois, com a observação de uma fissão nuclear depois da irradiação de urânio com nêutrons. Usando técnicas de química, descobriu-se que o bombardeio de urânio por nêutrons produz elementos do meio da tabela periódica. Percebeu-se imediatamente que uma enorme quantidade de energia de ligação poderia ser liberada na fissão de um núcleo de Z (número atômico) elevado em dois núcleos de número atômico intermediário, em consequência da redução da energia coulombiana positiva.

Medidas logo após mostraram que uma energia da ordem de 200 MeV por fissão era liberada nesse processo e o que era em grande parte sob a forma de energia cinética dos dois fragmentos de fissão. Mostrou-se também experimentalmente que dois ou três nêutrons eram emitidos em cada fissão. Essa propriedade sugeria fortemente que esses nêutrons poderiam induzir

outros núcleos de urânio à fissão, gerando assim outros nêutrons que induziriam outras fissões num processo de reação em cadeia. Um cálculo trivial mostrava que se todos os núcleos num bloco de urânio pudessem fissionar-se em uma reação em cadeia a energia liberada seria $\sim 10^6$ vezes maior do que aquela obtida na queima de um bloco de carvão ou na explosão de um bloco de dinamite de mesma massa. Segundo (Eisberg, Robert e Resnick, Robert) este é o fator 10^6 usual, que se obtém quando comparamos as energias nucleares com as energias atômicas ou moleculares.

Devido à escala de tempo extremamente curta que caracteriza os processos nucleares, poder-se-ia esperar que a energia fosse liberada muito mais rapidamente que numa explosão química. As potencialidades de tal fenômeno como uma arma eram óbvias. Em particular devido à iminência da Segunda Guerra Mundial.

Diferentemente de uma bomba atômica, num reator nuclear, a fissão ocorre com uma taxa cuidadosamente controlada. Uma fonte contínua de energia é então obtida a partir da energia térmica produzida quando os fragmentos de fissão são detidos pelos materiais do reator. Depois de muitos anos de desenvolvimento tecnológico, os reatores nucleares tornaram-se fontes de energia que são competitivas, economicamente com o carvão ou com o óleo. Eles também são fontes importantes de isótopos instáveis, que não são encontrados normalmente na natureza, e que são usados como traçadores no diagnóstico de operações de uma variedade de processos de interesse medicinal, biológico, químico ou de engenharia, ou ainda empregado em terapia por radiação. Os isótopos são produzidos em reações nucleares induzidas pelo fluxo intenso de nêutrons presentes no reator.

A fissão ocorre nos núcleos de número atômico elevado porque a energia de repulsão coulombiana entre os prótons de um núcleo é consideravelmente reduzida quando o núcleo se divide em dois outros núcleos menores. A energia de superfície nuclear aumenta nesse processo, mas sua contribuição é muito menor do que a energia coulombiana e, conseqüentemente, o aumento da energia da superfície não altera o fato de ser

mais favorável a um núcleo de Z (número atômico) elevado fissionar. A energia coulombiana é minimizada se o núcleo se divide em dois fragmentos contendo o mesmo número de prótons, entretanto essa divisão não é em geral completamente simétrica. Usa-se valores experimentais da energia de ligação para mostrar que a energia associada à fissão do urânio $^{92}\text{U}^{238}$ é próxima de 200 MeV. Este valor é inclusive bastante típico da energia de fissão para outros isótopos de urânio.

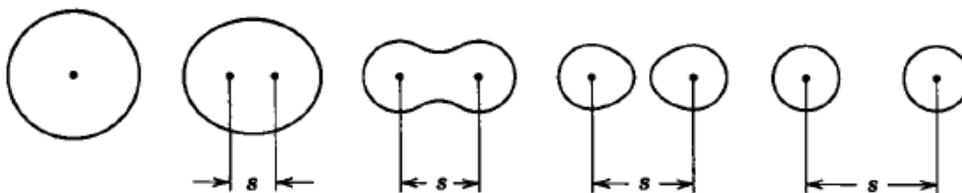


Figura 15 – Representação esquemática das etapas envolvidas no processo de fissão nuclear.

As etapas envolvidas na fissão são indicadas, esquematicamente, pelo conjunto de desenhos da figura 15. Pode-se ver neles o parâmetro s que caracteriza a evolução da fissão através da distância (embora inicialmente imprecisa) que separa os fragmentos da fissão. A figura 16 é um desenho esquemático de $V(s)$, que representa a parte da energia do sistema que é função de s . Podemos compreender que, para pequenos aumentos no valor de s , há uma variação relativamente pequena da energia de repulsão coulombiana, mas a área superficial do núcleo aumenta rapidamente. O aumento da área da superfície produz um aumento de energia superficial, de acordo com o modelo da gota líquida. Assim, para pequenos valores de s , $V(s)$ aumenta à medida que s aumenta.

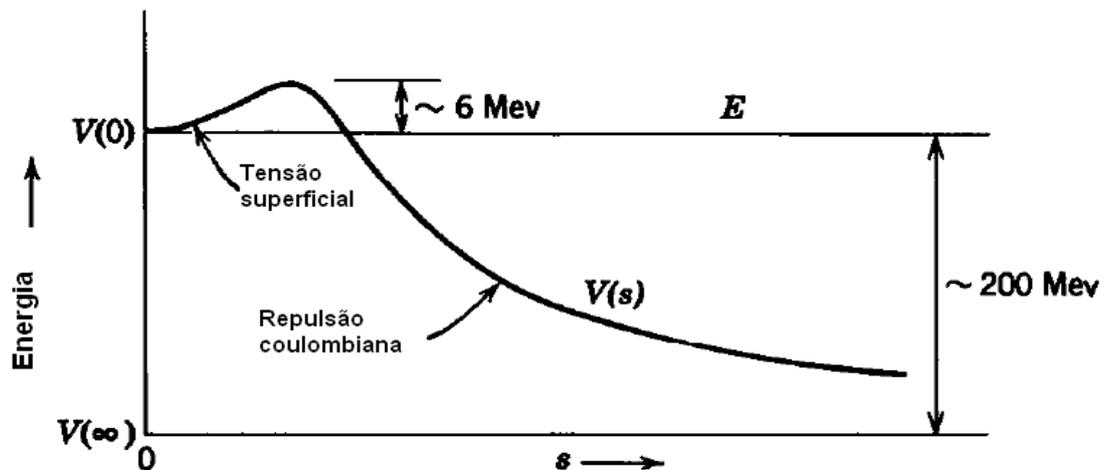


Figura 16 – Diagrama de energia para um núcleo fissionável.

À medida que s continua a aumentar, um efeito de tensão superficial produzido pela energia superficial obriga o núcleo a apresentar uma forma em que as duas regiões bem definidas são interligadas por um fino estreitamento. Nesta situação, o núcleo eventualmente se separa por completo. Após essa divisão, a energia superficial não é mais função de s e $V(s)$ passa a decrescer à medida que s aumenta, seguindo o decréscimo da energia de repulsão coulombiana dos dois fragmentos. Como $V(s)$ inicialmente aumenta e em seguida decresce, deve necessariamente apresentar um máximo. Uma avaliação baseada no modelo da gota líquida mostra que para um núcleo típico de Z elevado, esse máximo é cerca de 6 MeV maior que $V(0)$, que por sua vez possui valor da ordem de 200 MeV. Conclui-se, portanto que os núcleos são estáveis com relação à fissão, pois se encontram, quando têm energia total $E = V(0)$, no fundo de uma depressão do potencial $V(s)$. A fissão pode processar-se por intermédio de penetração em barreira de potencial, mas, devido à dependência exponencial da massa no cálculo de penetrabilidade de barreira, a probabilidade de haver tal penetração é muito pequena quando as massas são grandes. De acordo com (EISBERG, RESNICK. 1979) se o $^{92}\text{U}^{238}$ decaísse apenas por este processo de fissão espontânea, sua vida-média seria $\sim 10^{16}$ anos.

2.3.1.2.1 Reação de fissão induzida

O processo de fissão induzida ocorre habitualmente por ocasião da captura de um nêutron de baixa energia. Como a energia de ligação E_n do último nêutron em um núcleo de Z elevado é da ordem de 6 MeV, nos casos favoráveis o núcleo logo após a captura possui suficiente energia para transpor o pico da barreira de fissão. Muito freqüentemente essa energia de excitação é utilizada em vibrações coletivas, graças às quais o núcleo se torna suficientemente alongado e se fissiona. Esse processo assemelha-se ao de um núcleo composto altamente excitado, no qual a maior parte de sua energia de excitação se encontra na forma de vibrações violentas.

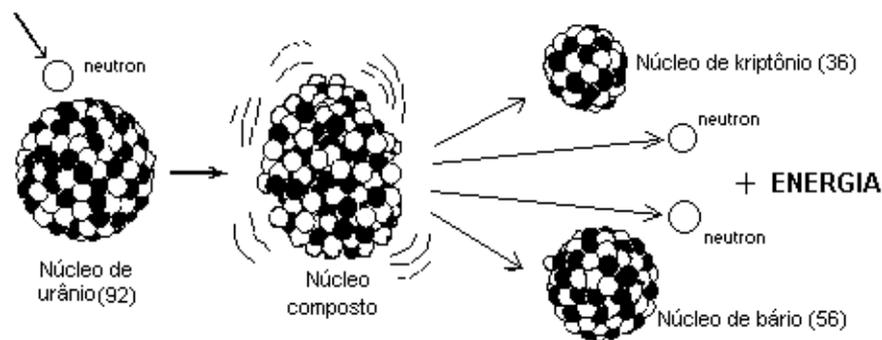


Figura 17 – Esquema de reação de fissão em cadeia.

A energia de ligação E_n de nêutron para ${}^{92}\text{U}^{235}$, liberada por ocasião da captura de um nêutron, é cerca de 6,5 MeV e, dessa maneira, a fissão pode ocorrer mesmo se o nêutron capturado possui uma energia cinética desprezível. Esta reação segundo (Eisberg, Robert e Resnick, Robert) pode ser representada da seguinte equação:



Tal fato também é válido para o ${}^{92}\text{U}^{238}$. Entretanto quando o ${}^{92}\text{U}^{238}$ captura um nêutron, apenas 5 MeV de energia de ligação são liberados e assim o nêutron precisa ter cerca de 1MeV de energia cinética para provocar a fissão nesse núcleo.

A possibilidade de usar a fissão para produzir energia numa reação em cadeia baseia-se no fato de que dois ou três nêutrons são emitidos em cada processo de fissão. Uma idéia de como isso acontece pode ser obtida através da figura 18. Nela são representados os valores de Z e N (nêutrons) dos

núcleos mais estáveis para cada valor de A (número de massa atômico), constituindo a chamada curva de estabilidade. Na tabela de núcleos abaixo, cada núcleo é representado por um ponto quadrado. Por exemplo, o núcleo de urânio 238 é representado pelo ponto correspondente a 92 no eixo horizontal (eixo do número de prótons ou número atômico, Z) e $238 - 92 = 146$ no eixo vertical (eixo do número de nêutrons, N). Os núcleos associados aos pontos de uma mesma coluna são os isótopos do elemento com o número atômico correspondente. Os núcleos associados aos pontos da reta marcada $Z = N$ são aqueles para os quais o número de prótons é igual ao número de nêutrons. Alguns núcleos estáveis pequenos têm $Z = N$.

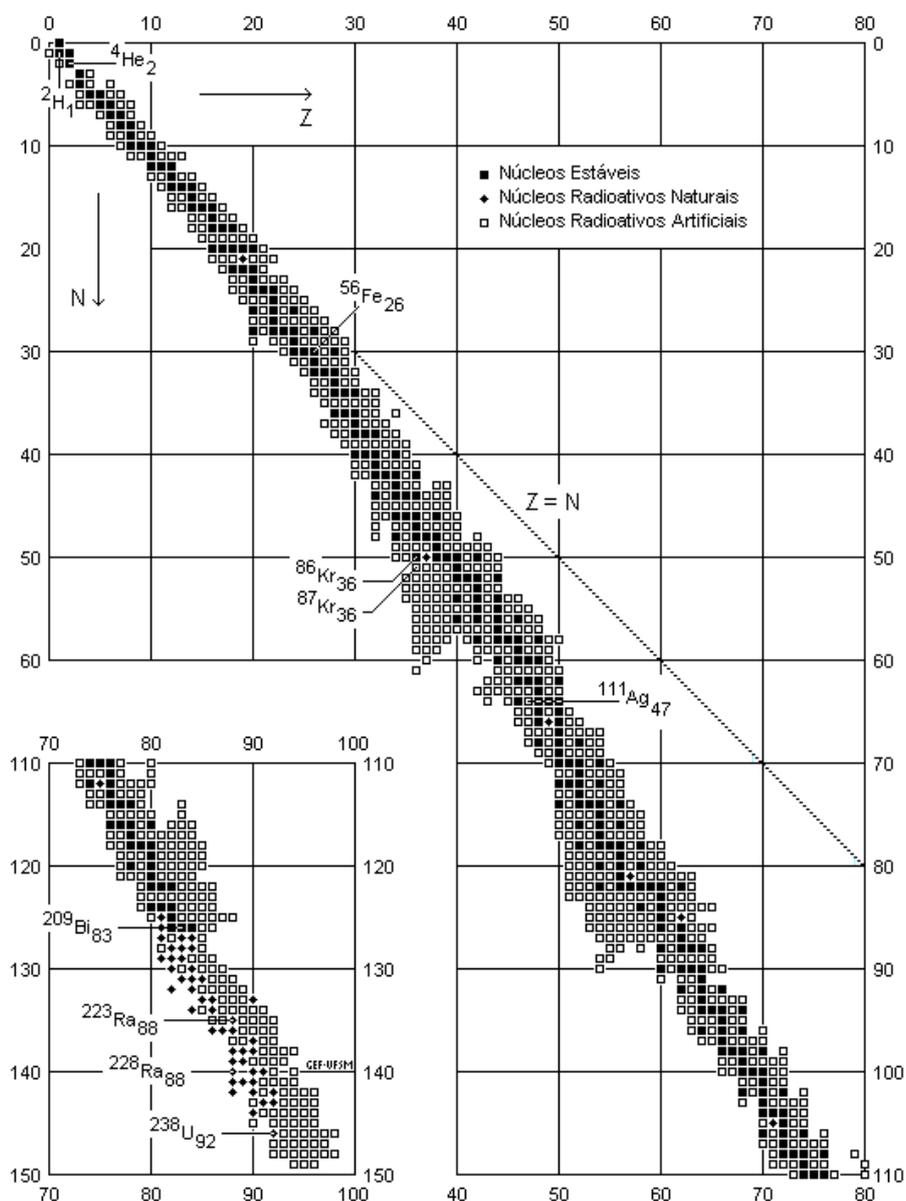


Figura 18 – Curva de estabilidade para alguns elementos.

Os fragmentos de fissão não são, em geral, simétricos, possuindo um deles a preferência pelos valores $Z \approx 50$ e $N \approx 82$, presumivelmente por razões energéticas. Entretanto os dois fragmentos possuem aproximadamente a mesma razão Z/N que a do núcleo que lhes deu origem. Como seu valores de A são muito menores, vê-se que as respectivas razões Z/N são menores que aquelas correspondentes aos núcleos estáveis com esses mesmos valores de A . Assim, relativamente, os fragmentos de fissão tendem a ter nêutrons em excesso. A maior parte da subsequente readaptação dos fragmentos de fissão ocorre lentamente através de uma sucessão de decaimentos β , sendo que parte desse reajuste se opera no mesmo instante da fissão. Parte do decaimento do núcleo composto que se fissiona ocorre através da evaporação de dois ou três nêutrons que possuem vários MeV de energia cinética.

Em um reator, o espalhamento de nêutrons por núcleos de pequena massa do moderador (material que cerca as peças de urânio), faz com que seja aumentada a probabilidade de que os nêutrons emitidos numa geração de fissão terminem por induzir a próxima geração de fissão. Os nêutrons perdem rapidamente energia em colisões com os núcleos do moderador e não são capazes de induzir fissão no $^{92}\text{U}^{238}$. A finalidade do moderador é a redução das velocidades a fim de que seus comprimentos de onda de de Broglie sejam os maiores possíveis. Graças às propriedades ondulatórias dos nêutrons, suas seções de choque de captura relativas a um núcleo de raio r' são limitadas pelo valor de λ e não pelo valor de r' . O moderador obriga os nêutrons a entram em equilíbrio térmico na temperatura de operação do reator, implicando que $\lambda \gg r'$ e aumentando conseqüentemente a seção de choque de captura do $^{92}\text{U}^{238}$ com relação aos nêutrons que são espalhados em direção as pastilhas de urânio. A seção de choque precisa ser suficientemente grande para que a probabilidade de que um dos dois ou três nêutrons liberados em cada fissão induzindo outra fissão seja pelo menos igual a 1. Tais valores da seção de choque são originários de ressonâncias do núcleo composto existentes nessa região de energia. A energia cinética transferida aos fragmentos de fissão por ocasião da fissão é convertida em energia térmica à medida que estes fragmentos são

freados pelos materiais do reator. Tipicamente esse calor é usado para produzir vapor, o qual vai girar turbinas acopladas a geradores de energia elétrica.

2.3.2 Rejeitos Nucleares

As características e as quantidades dos resíduos radioativos dependem fundamentalmente do modo de operação do ciclo e da tecnologia empregada no tratamento do rejeito. Existem basicamente três alternativas possíveis para o ciclo do combustível nuclear, são eles:

Alternativa I - Operação do ciclo do combustível sem reciclagem do urânio e do plutônio.

Alternativa II - Operação do ciclo do combustível com reciclagem do urânio.

Alternativa III - Operação do ciclo do combustível com reciclagem do urânio e do plutônio.

As principais diferenças entre as alternativas I, II e III ocorrem após a irradiação. O material irradiado contém concentrações modestas de isótopos físséis (^{235}U , ^{239}Pu e ^{241}Pu) e concentrações significantes de isótopos férteis, ou seja, que não são físséis. Ao sair do reator, o combustível pode ser transferido para a usina de reprocessamento (alternativas II e III) ou ser armazenado (alternativa I). O plutônio separado no reprocessamento pode ser tratado como rejeito (alternativa II), ou transformado em óxidos mistos de urânio e plutônio, ou ainda ser usado como combustível em reatores rápidos (alternativa III).

A alternativa I representa a maneira mais simples de operação do ciclo e aquela na qual são geradas as menores quantidades de resíduos radioativos. As principais fontes do rejeito radioativo da alternativa I são a usina nuclear e as instalações de armazenagem do combustível irradiado.

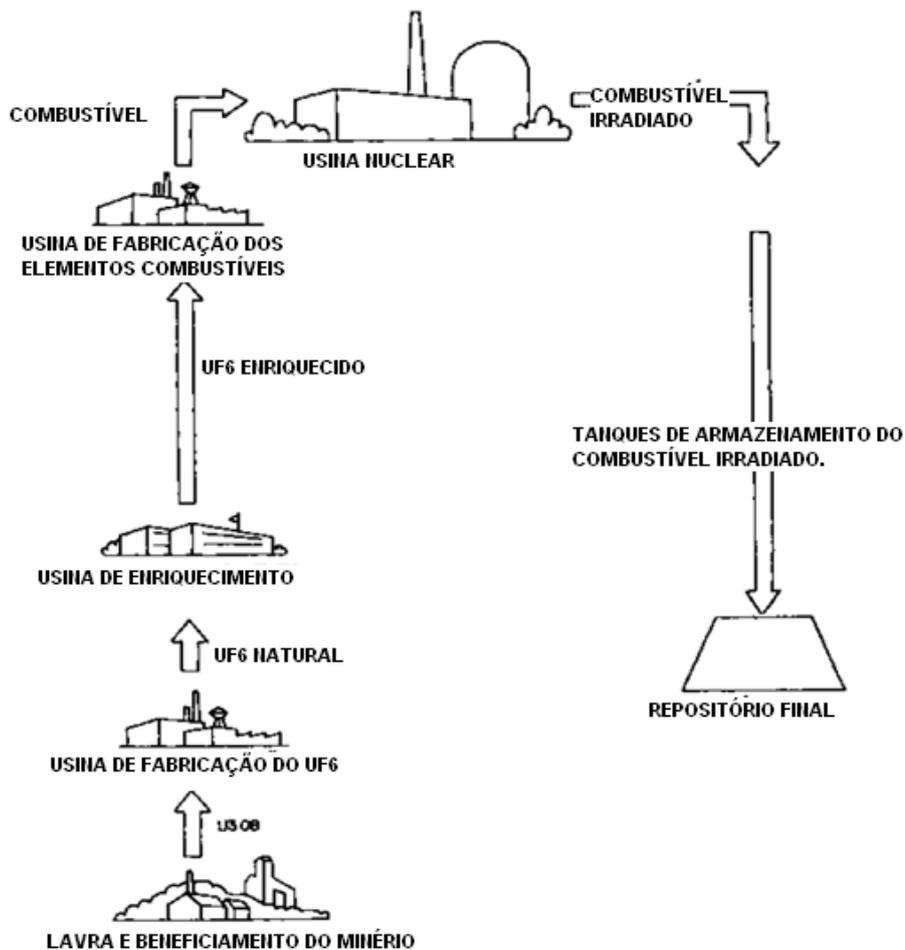


Figura 19 - Alternativa I - Operação do ciclo do combustível nuclear, sem reciclagem do urânio ou do plutônio.

Na alternativa II, a mineração, o beneficiamento e a conversão do concentrado em hexafluoreto de urânio são executados da mesma maneira que no caso anterior. Ocorrem apenas pequenas variações nas quantidades do material processado. A primeira grande diferença entre as alternativas I e II encontra-se no processo de enriquecimento, onde o hexafluoreto de urânio natural é acrescido de certa quantidade de hexafluoreto de urânio levemente enriquecido, que foi recuperado na usina de reprocessamento. Ambos são submetidos ao enriquecimento e enviados a usina de fabricação de dióxido de urânio e dos elementos combustíveis. Como no caso anterior, após a irradiação, o combustível é estocado durante certo tempo para permitir o decaimento dos núclídeos de meia vida curta e a diminuição da quantidade de calor gerado. A seguir, os combustíveis são transferidos a usina de

reprocessamento, onde o urânio não fissionado é recuperado. O plutônio é tratado como rejeito e armazenado. Os resíduos radioativos mais importantes na alternativa II são os de alta atividade, gerados na usina de reprocessamento.

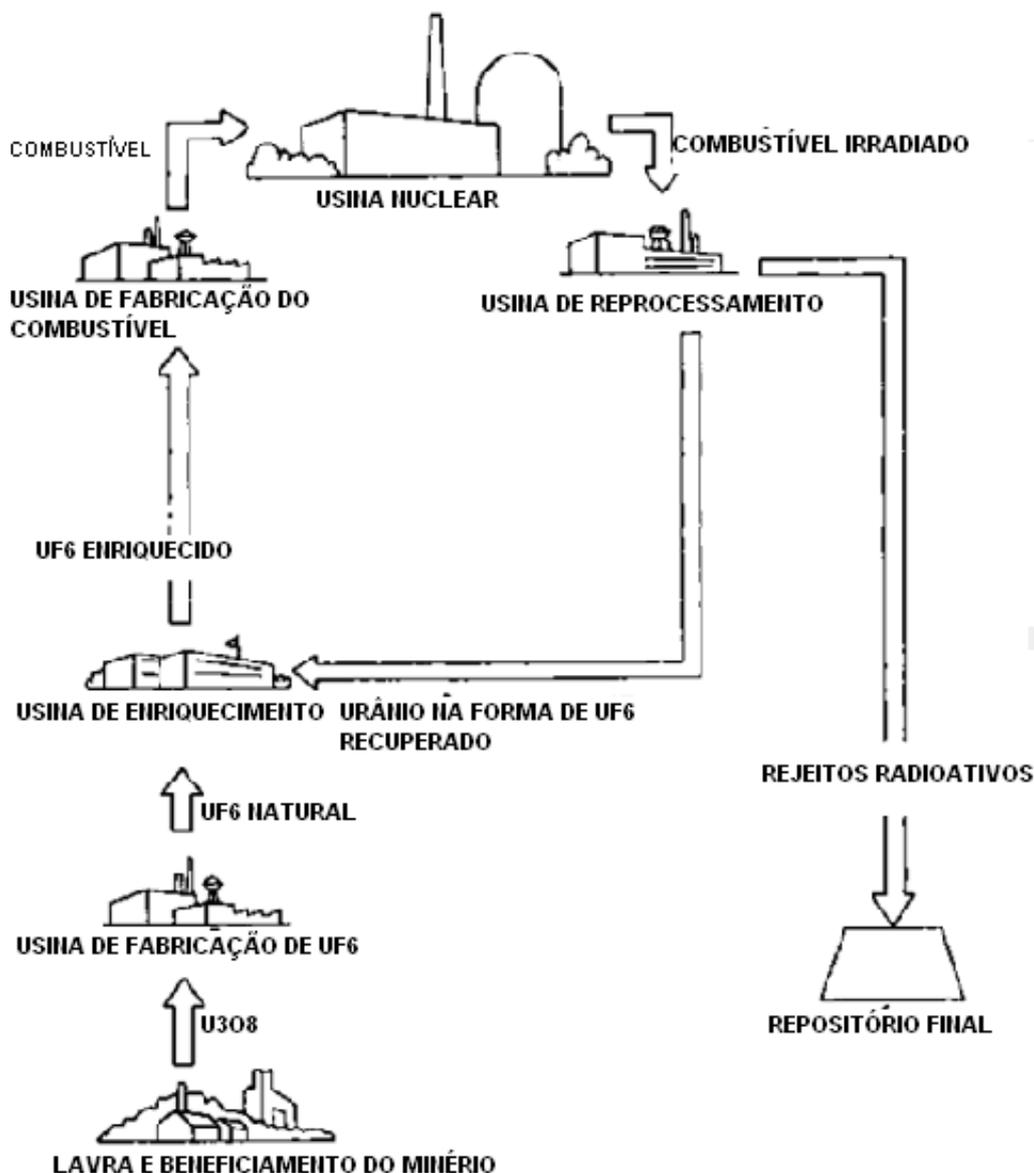


Figura 20 - Alternativa II - Operação do ciclo do combustível nuclear, com reciclagem do urânio.

Tais detritos contêm a maioria dos produtos de fissão formados durante a irradiação. Em muitos casos, no tratamento de um determinado rejeito formam-se resíduos secundários. Estima-se de acordo com (SANTOS. 1979. Pág.30) que cerca de 70% dos detritos da usina de reprocessamento sejam contaminados com elementos transurânicos.

As operações de mineração, beneficiamento, conversão e enriquecimento da alternativa III são semelhantes aos casos anteriores. Nessa alternativa, parte do urânio natural da usina de conversão em hexafluoreto é enviado, na forma de UO_2 a usina de fabricação de óxidos mistos de urânio e de plutônio, os quais serão usados posteriormente em outros reatores. Como na opção anterior, o urânio levemente enriquecido, recuperado no reprocessamento, é convertido em UF_6 e enviado a usina de enriquecimento. Em seguida, o material enriquecido é transformado em UO_2 e finalmente em elementos combustíveis, os quais são levados ao reator. Após a irradiação, é feito o reprocessamento do combustível e a recuperação do urânio ^{235}U e do plutônio recém formado. Os resíduos gerados no reprocessamento são essencialmente os mesmos da alternativa II, com exceção do PUO_2 , o qual, ao invés de ser considerado rejeito, é enviado à usina de fabricação de óxidos mistos de urânio plutônio. Nessa alternativa, forma-se uma quantidade maior de resíduos do que no caso anterior, devido a introdução da usina de fabricação de óxidos mistos de urânio e plutônio. Em princípio, todo o rejeito dessa usina é considerado contaminado com elementos transurânicos. Os demais resíduos gerados antes da irradiação são semelhantes aqueles produzidos nas alternativas anteriores.

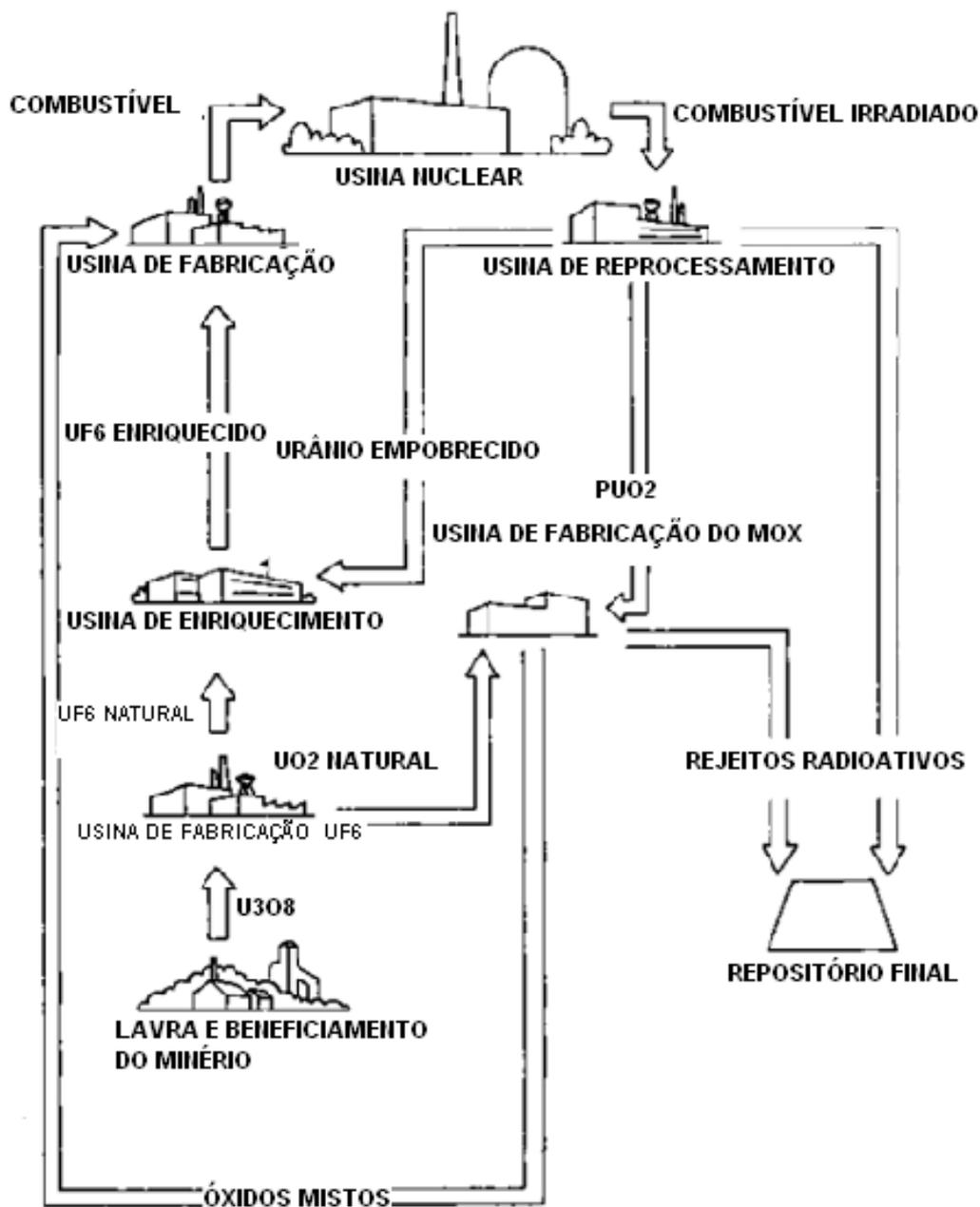


Figura 21 - Alternativa III - Operação do ciclo do combustível nuclear, com reciclagem do urânio e do plutônio.

2.3.2.1 Resíduo gerado na mineração.

Os resíduos gasosos e os transportados pelo ar consistem de partículas de urânio em suspensão e do radônio e seus produtos de decaimento dispersos no ar. Acredita-se que, a 600 metros de distância do ponto de liberação, a radioatividade proveniente desses materiais esteja abaixo dos limites de detecção. Os resíduos sólidos produzidos são principalmente a rocha

estéril e a cobertura de solo. Em ambos os casos, a radioatividade é muito baixa. Apenas uma pequena quantidade de urânio é perdida nesses materiais. O rejeito líquido proveniente da lavra a céu aberto consiste principalmente de água de drenagem da mina. Essa água contém urânio dissolvido e na forma de partículas, e outros sólidos em suspensão. A radioatividade dos detritos sólidos, líquidos e gasosos produzidos na mineração é bastante baixa. Assim sendo, em seu tratamento podem ser usados os mesmos métodos empregados para materiais não radioativos. Nessa etapa do ciclo do combustível não existem problemas tecnológicos relevantes em relação aos resíduos.

2.3.2.2 Resíduo gerado na produção de yellow-cake

As operações de beneficiamento produzem resíduos na forma gasosa, líquida e sólida. Os resíduos gasosos consistem principalmente de ar carregado de partículas em suspensão e de gases radioativos. A poeira contendo urânio e seus produtos de decaimento são liberados dos sistemas de ventilação e de retenção das impurezas dispersas na atmosfera interna da usina e dos materiais recém-lavrados. O urânio natural, na forma de partículas finas, também é liberado durante o acondicionamento do concentrado. O radônio emana das pilhas de minério, dos sistemas de ventilação dos tanques de lixiviação e dos sistemas de exaustão do local onde é feita a pulverização do concentrado de urânio. A concentração das partículas sólidas radioativas liberadas no meio ambiente é limitada por sistemas especiais que coletam e retêm tais impurezas.

Os resíduos líquidos do beneficiamento consistem em soluções contendo produtos químicos provenientes dos processos de trituração, de lixiviação e da limpeza dos equipamentos. Se a concentração de ^{226}Ra e de ^{230}Th estiver acima de um determinado limite de segurança, a dispersão desses líquidos, no meio ambiente é evitada. Nesse caso, os líquidos contaminados são estocados em tanques especiais e posteriormente tratados.

Os resíduos sólidos do beneficiamento consistem principalmente de partículas de argila e de fragmentos dos minerais pertencentes à rocha

geradora do minério. Associados a esse material, encontram-se ainda traços de produtos químicos usados. Esse rejeito recebe um tratamento especial para minimizar a concentração local de ^{222}Rn (produto do decaimento do ^{226}Ra) e para evitar que suas partículas dispersem-se no ar.

2.3.2.3 Resíduo gerado na produção de hexafluoreto de urânio

Nesse processo, os líquidos mais contaminados provêm da extração com solvente. Tais líquidos não são liberados diretamente no ambiente, ficando inicialmente armazenados em tanques, onde ocorre a evaporação. Os resíduos sólidos são cinzas não voláteis, contendo ferro, cálcio, magnésio, cobre e alguns fluoretos não voláteis. Segundo (SANTOS .1979. Pág. 39), a quantidade de cinzas produzidas atinge cerca de 40 toneladas/1000 MW ao ano. Esse material é embalado e enterrado.

2.3.2.4 Resíduo gerado no processo de enriquecimento do urânio

Nos processos de separação isotópica, além do urânio enriquecido, são produzidas grandes quantidades de urânio empobrecido. A concentração do ^{235}U na parte empobrecida varia entre 0,2% a 0,3%. Esse material é armazenado em cilindros especiais, na forma de UF_6 , que, a temperatura ambiente, é sólido, ou na forma de UF_4 . As quantidades de rejeitos gerados nos processos de difusão gasosa e de centrifugação são diferentes. No primeiro caso os resíduos provêm da limpeza dos equipamentos e da recuperação do urânio contido nas barreiras de difusão, danificadas. No processo de centrifugação, além desses detritos, são produzidas grandes quantidades de peças quebradas e inutilizáveis. Estima-se que seja gerado, anualmente, 56 vezes mais rejeito em uma usina de centrifugação do que em uma usina de difusão gasosa de igual capacidade. Os resíduos líquidos produzidos na difusão gasosa e na centrifugação provêm da limpeza dos equipamentos e contêm fluoretos, nitratos e cloretos contaminados com urânio. Os resíduos sólidos, nos processos mencionados, consistem de partículas dispersas nos líquidos usados na limpeza da usina e nos equipamentos danificados durante o enriquecimento. Esses materiais normalmente são embalados e enterrados em local próximo a usina.

2.3.2.5 Resíduo gerado na fabricação do combustível

Durante todo o processo de fabricação do combustível, são feitos testes rigorosos de controle de qualidade. Os materiais defeituosos voltam à linha de fabricação, até que se encontrem perfeitamente dentro das normas técnicas apropriadas. A recuperação do urânio contido em materiais danificados durante a fabricação dos elementos combustíveis é feita nas seguintes etapas:

1. Dissolução do urânio em ácido nítrico, formando o nitrato de urânio;
2. Purificação do urânio por extração com solvente;
3. Precipitação do óxido de urânio hidratado com hidróxido de amônio e peróxido de hidrogênio;
4. Secagem e formação do U_3O_8 ;
5. Redução do U_3O_8 a UO_2 , na forma de pó.

Os resíduos gasosos consistem do ar carregado de partículas provenientes do processo de conversão do UF_6 em UO_2 e das operações de recuperação do urânio contido nos equipamentos danificados. Antes de ser liberado na atmosfera, o ar passa por meios filtrantes que retiram as partículas em suspensão, como por exemplo, os filtros de alta eficiência para partículas HEPA (filters-high efficiency particulate air filters).

Os resíduos radioativos líquidos provêm do processo de conversão do UF_6 em UO_2 e das operações de limpeza dos equipamentos. Esse rejeito consiste principalmente de líquidos contendo urânio e ^{234}Th . O ^{234}Th é produto de decaimento do ^{238}U e possui uma meia vida de 24 dias. Assim sendo, sua quantidade vai aumentando vagarosamente à medida que o combustível vai sendo produzido.

Os resíduos sólidos da fabricação do combustível consistem principalmente de CaF_2 contaminado. O precipitado de fluoreto de cálcio é obtido no tratamento dos líquidos provenientes do processo de conversão de UF_6 em UO_2 e nas operações de recuperação do urânio contido nos materiais

danificados no processo de produção. Normalmente o CaF_2 contaminado é acondicionado e enterrado no próprio local da usina.

2.3.2.6 Resíduos gerados na usina nuclear

Após a irradiação, o combustível é retirado do reator e armazenado por 120 a 180 dias em tanques especiais, para permitir o decaimento dos núclídeos de meia-vida curta e a diminuição da quantidade de calor gerado. Após esse período, o combustível é transportado à usina de reprocessamento ou a um local apropriado a estocagem definitiva. Assim sendo, a maioria da radioatividade gerada não permanece no local da usina, senão temporariamente.

A maior parte das substâncias radioativas presentes em uma usina nuclear foram originalmente geradas no circuito primário, ou formadas nas suas proximidades. Em condições normais de operação, esses materiais ficam retidos no moderador ou nos sistemas de purificação a ele associados. Caso ocorram falhas nesses sistemas, as substâncias radioativas serão liberadas e coletadas em outras instalações da usina. No tratamento e purificação do moderador, nas operações de manutenção da usina e na substituição dos equipamentos danificados produzem-se diversos tipos de resíduos radioativos

Uma série de materiais radioativos encontra-se dispersos no circuito primário. Os principais são os produtos de fissão e de ativação. Uma pequena fração dos elementos combustíveis, durante a operação das centrais nucleares, apresenta defeitos, os quais permitem o escape de produtos de fissão no circuito primário de refrigeração. Os núclídeos mais importantes, nesse caso, são os isótopos de xenônio, criptônio e iodo. A concentração de radioatividade no circuito primário depende não apenas da taxa de liberação dos produtos de fissão, mas também da eficiência dos sistemas de purificação disponíveis. As substâncias radioativas que escapam do circuito primário ficam retidas nas instalações da usina. O ar dessas instalações é continuamente filtrado, diluído e liberado na atmosfera. De acordo com (SANTOS. 1979. Pág. 53), o fator de retenção dos filtros é cerca de 99% para halogênios e 99,9% para outros núclídeos, com exceção dos gases inertes e do trítio. Os produtos

de fissão gasosos extraídos do moderador, no sistema de Controle do volume (Volume Control System), passam por filtros de carvão, são retidos durante algum tempo e, em seguida, liberados na atmosfera. Durante o período de retenção, ocorre o decaimento dos isótopos do criptônio e do xenônio, de meia-vida curta.

O sistema de tratamento dos resíduos líquidos é composto por evaporadores, filtros e trocadores iônicos. Os efluentes líquidos depois de passarem por esses equipamentos são coletados em tanques de monitoração, onde a atividade é medida. A liberação desses líquidos no ambiente só é feita se suas atividades não excederem $0,5 \text{ mCi/m}^3$ e, caso contrário, os efluentes voltam ao sistema de tratamento.

Os resíduos sólidos produzidos nas usinas nucleares consistem principalmente das resinas de troca iônica usadas na purificação do moderador, das substâncias concentradas no evaporador, dos materiais usados na limpeza e na descontaminação da usina e nos detritos produzidos na lavanderia. As resinas, depois de retiradas do reator, são armazenadas durante seis meses e, em seguida, recolhidas definitivamente a um local apropriado. As substâncias concentradas no evaporador e aquelas retidas nos filtros são tratadas de maneira análoga. Os demais materiais contaminados (roupas, papéis, plásticos entre outros) são prensados, embalados e armazenados. Os filtros, quando imprestáveis, são colocados em recipientes especiais e enviados ao repositório final. Alguns materiais de grande porte, como as barras de controle, as guias das barras de controle e outros componentes estruturais, quando danificados, são cortados em partes menores, descontaminados, embalados e armazenados.

2.3.2.8 Classificação do rejeito radioativo

A classificação consiste no agrupamento dos rejeitos em classes, em função dos riscos potenciais ao meio ambiente e à saúde pública. A classificação segundo CNEN (resolução de 1985) tem como objetivos principais: conhecer as especificidades dos rejeitos; possibilitar a implementação da segregação dos rejeitos na origem visando os

processos/instalações disponíveis para tratamento e as possíveis vias de eliminação e de disposição final; facilitar a comunicação entre os diversos setores envolvidos na gerência dos rejeitos.

A padronização das categorias dos resíduos radioativos é um assunto complexo. Os mais variados e conflitantes pontos de vista são encontrados, quando o problema é analisado no âmbito internacional. Até o presente, muitas classificações já foram propostas, sem que se tenha chegado a um consenso amplamente aceito. A terminologia usada para descrever o rejeito radioativo varia bastante de um país para outro, em função das condições de operação do ciclo do combustível nuclear e da tecnologia empregada no tratamento e no transporte do material radioativo. As expressões "resíduos de alta atividade" "resíduos de atividade intermediária" e "resíduos de atividade baixa" tornaram-se consagradas na literatura mundial dedicada ao estudo dos detritos radioativos. Por não possuírem definições quantitativas internacionalmente aceitas, esses termos vêm sendo usados para descrever as mais variadas concentrações de material radioativo. Pode-se encontrar o rejeito radioativo classificado em combustíveis e não combustíveis, em compressíveis e não compressíveis, em alfa e alfa-beta-gama, em sólido, líquido e gasoso, em úmidos e secos, sem que se possa fixar uma norma geral. Uma vez estabelecidas as unidades do ciclo do combustível, cada país adota a classificação que melhor se adapte a tecnologia empregada.

A maneira mais simples de classificar-se o rejeito radioativo é em função do seu estado físico. A primeira classificação surgida dividia os resíduos em três grandes grupos: os gasosos, os líquidos e os sólidos. Posteriormente, essas categorias foram subdivididas com base em diversos parâmetros, como, por exemplo, a atividade por unidade de volume (Ci/m^3), ou a dose de radiação na superfície do rejeito (R/h).

A classificação criada pela Agência Internacional de Energia Atômica (IEA) divide o rejeito em três grandes grupos, segundo seu estado físico.

Grupo 1 - rejeito radioativo líquido

Grupo 2 - rejeito radioativo sólido

Grupo 3 - rejeito radioativo gasoso

Esses grupos são subdivididos em categorias numeradas de acordo com a atividade por unidade de volume, no caso dos líquidos e gases, e de acordo com a dose de radiação na superfície e com a atividade alfa emitida, no caso dos resíduos sólidos.

De acordo com a norma CNEN-NE-6.05, os rejeitos radioativos são classificados em categorias segundo o estado físico (sólidos, líquidos, gasosos); a natureza da radiação que emite (rejeitos contendo emissores beta e/ou gama e rejeitos contendo emissores alfa); a concentração de atividade e taxa de exposição na superfície dos rejeitos (rejeitos de baixo, médio ou alto nível de radiação).

Os rejeitos líquidos contendo emissores beta e/ou gama, e nos quais os eventuais emissores alfa tenham concentração total inferior a $3,7 \times 10^8$ Bq/m³ (10^{-2} Ci/m³), são classificados nas seguintes categorias, de acordo com os níveis de concentração (Tabela 3).

Categoria	Concentração (C)	
	(Bq/m ³)	(Ci/m ³)
baixo nível de radiação (LBN)	$C \leq 3,7 \times 10^{10}$	$C \leq 1$
médio nível de radiação (LMN)	$3,7 \times 10^{10} < C \leq 3,7 \times 10^{13}$	$1 < C \leq 10^3$
alto nível de radiação (LAN)	$C > 3,7 \times 10^{13}$	$C > 10^3$

Tabela 3 – Classificação dos rejeitos líquidos com emissores beta/gama.

Os rejeitos sólidos contendo emissores beta e/ou gama, e nos quais os eventuais emissores alfa tenham concentração total inferior a $3,7 \times 10^8$ Bq/m³ (10^{-2} Ci/m³), são classificados nas seguintes categorias, de acordo com a taxa de exposição na superfície do rejeito (Tabela 4).

Categoria	Taxa de Exposição (X) na Superfície	
	(μ C/Kg.h)	(R/h)
baixo nível de radiação (SBN)	$X \leq 50$	$X \leq 0,2$
médio nível de radiação (SMN)	$50 < X \leq 500$	$0,2 < X \leq 2$
alto nível de radiação (SAN)	$X > 500$	$X > 2$

Tabela 4 – Classificação dos rejeitos sólidos com emissores beta/gama.

Os rejeitos gasosos são classificados nas seguintes categorias, de acordo com os níveis de concentração (Tabela 5).

Categoria	Concentração (C)	
	(Bq/m ³)	(Ci/m ³)
baixo nível de radiação (GBN)	$C \leq 3,7$	$C \leq 10^{-10}$
médio nível de radiação (GMN)	$3,7 < C \leq 3,7 \times 10^4$	$10^{-10} < C \leq 10^{-6}$
alto nível de radiação (GAN)	$C > 3,7 \times 10^4$	$C > 10^{-6}$

Tabela 5 – Classificação dos rejeitos gasosos com emissores beta/gama.

Os rejeitos líquidos contendo emissores alfa, em concentrações superiores a $3,7 \times 10^8$ Bq/m³ (10^{-2} Ci/m³), são classificados nas seguintes categorias, de acordo com os níveis de concentração (Tabela 6).

Categoria	Concentração (C)	
	(Bq/m ³)	(Ci/m ³)
alfa de baixo nível de radiação (L α BN)	$3,7 \times 10^8 < C \leq 3,7 \times 10^{10}$	$10^{-2} < C \leq 1$
alfa de médio nível de radiação (L α MN)	$3,7 \times 10^{10} < C \leq 3,7 \times 10^{13}$	$1 < C \leq 10^3$
alfa de alto nível de radiação (L α NA)	$C > 3,7 \times 10^{13}$	$C > 10^3$

Tabela 6 – Classificação dos rejeitos líquidos com emissores alfa.

Os rejeitos sólidos contendo emissores alfa, em concentrações superiores a $3,7 \times 10^8$ Bq/m³ (10^{-2} Ci/m³) são classificados nas seguintes categorias, de acordo com os níveis de concentração (Tabela 6).

Categoria	Concentração (C)	
	(Bq/m ³)	(Ci/m ³)
alfa de baixo nível de radiação (S α BN)	$3,7 \times 10^8 < C \leq 3,7 \times 10^{11}$	$10^{-2} < C \leq 10$
alfa de médio nível de radiação (S α MN)	$3,7 \times 10^{11} < C \leq 3,7 \times 10^{13}$	$10 < C \leq 10^3$
alfa de alto nível de radiação (S α NA)	$C > 3,7 \times 10^{13}$	$C > 10^3$

Tabela 7 – Classificação dos rejeitos sólidos com emissores alfa.

2.3.3 Reprocessamento do combustível irradiado

Os resíduos radioativos de maior atividade, em todo o processo de beneficiamento do combustível nuclear, são gerados no processo de

recuperação do urânio e separação do plutônio, nas usinas de reprocessamento. As operações de reprocessamento iniciam-se com a recepção do combustível e terminam com a fabricação e o acondicionamento do dióxido de plutônio e do hexafluoreto de urânio. O processo Purex, por ser o mais conhecido, é muito utilizado nas operações de tratamento dos resíduos gerados na usina.

As etapas mais importantes do Processo Purex são:

1. Separação do urânio e de plutônio, dos produtos de fissão, por extração com solvente;
2. Purificação do urânio e do plutônio;
3. Fabricação do UF_6 e do PUO_2 .

Durante o reprocessamento, ainda são feitos o tratamento do rejeito radioativo, a manutenção, a descontaminação da usina, os serviços analíticos, além de outras atividades de menor importância.

As primeiras operações executadas na usina de reprocessamento consistem na lavagem das embalagens dos elementos combustíveis e na colocação das mesmas nos tanques de armazenamento. Após um determinado tempo de decaimento, normalmente de 120-180 dias, os conjuntos combustíveis são introduzidos na parte principal da usina de reprocessamento e desmontados. Segundo (SANTOS. 1979. Pág. 62) a desmontagem e a remoção do material metálico de grande porte produzem a redução de 10-15% na massa metálica do rejeito. Alternativamente, os conjuntos podem não ser desmontados. Esse procedimento reduz o número de operações a serem executadas e o número de tipos diferentes de rejeito. Os elementos combustíveis são retalhados em pequenos pedaços de 1 - 8 cm, por cortadores mecânicos e introduzidos no vaso de dissolução, onde são tratados com ácido nítrico concentrado. O material irradiado dissolve-se e passa a solução. O Zircaloy, o aço inoxidável e o Inconell não são atacados no processo. Durante a dissolução, os gases nobres, os isótopos de iodo e o trítio são liberados, recolhidos e tratados pelo sistema de tratamento de resíduos gasosos. Em

seguida, a solução é centrifugada e os sólidos em suspensão são removidos. Esses sólidos, na forma de uma pasta de materiais insolúveis, constituem o rejeito dessa etapa.

Outras operações como a manutenção geral, limpeza das áreas contaminadas, a preparação e o reaproveitamento de reagentes são feitas na usina de reprocessamento. Em tais operações produzem-se resíduos radioativos como filtros, materiais não combustíveis, líquidos provenientes dos laboratórios, vidros, equipamentos danificados, os quais são acondicionados e armazenados em tambores especiais.

2.3.3.1 Fabricação de óxidos mistos de urânio e plutônio (MOX)

A produção de óxidos mistos de urânio e plutônio é feita combinando-se o urânio natural com o plutônio recuperado na usina de reprocessamento.

Ao chegar à usina, o plutônio e o urânio, na forma de PuO_2 e UO_2 , respectivamente, são colocados em compartimentos isolados das demais dependências da usina, onde são executadas as seguintes operações:

1. Mistura dos pós de UO_2 e PuO_2 ;
2. Compressão;
3. Fabricação das pastilhas;
4. Sinterização das pastilhas em alta temperatura;
5. Retificação das pastilhas sinterizadas;
6. Limpeza e inspeção;
7. Colocação das pastilhas nos encamisamentos;
8. Soldagem das tampas e descontaminação dos elementos combustíveis.

Em seguida, o combustível é retirado das celas isoladas e submetido às operações que se seguem.

1. Limpeza e remoção dos materiais graxos, eventualmente aderidos à superfície;
2. Lavagem;
3. Inspeção com raios X;
4. Testes de vedação;
5. Verificação das dimensões;
6. Acondicionamento, armazenagem e transporte.

Na usina de fabricação dos óxidos mistos, os materiais contaminados com elementos transurânicos podem ser divididos em resíduos combustíveis e não combustíveis. O rejeito combustível é gerado tanto no interior dos compartimentos isolados, onde os óxidos mistos são produzidos, como nas demais áreas da usina.

Os resíduos não combustíveis que são produzidos nas áreas de operação da usina e no interior dos compartimentos são isolados. Os primeiros consistem principalmente de metais e vidros quebrados. Os resíduos produzidos no interior das celas isoladas são recipientes, equipamentos metálicos e encamisamentos danificados. Na usina de fabricação de óxidos mistos de urânio e plutônio, os efluentes líquidos gerados são: a água usada na lavagem das pastilhas combustíveis, os líquidos empregados na descontaminação e na limpeza dos encamisamentos e demais fluidos usados na limpeza de outras instalações da usina, eventualmente contaminadas. Os efluentes líquidos são evaporados e o material concentrado, resultante do processo, é secado e tratado, juntamente com o rejeito não combustível contaminado, citado anteriormente.

2.3.4 Estocagem dos rejeitos nucleares

2.3.4.1 Estocagem provisória

As operações executadas nas instalações de estocagem dos elementos combustíveis são: a armazenagem, a refrigeração, a inspeção e o controle dos materiais radioativos liberados dos elementos combustíveis danificados.

Nos tanques de armazenamento é gerada uma série de resíduos radioativos que carecem de operações especiais de tratamento. O rejeito é composto dos materiais empregados na remoção da radioatividade introduzida, na água dos tanques, pelos elementos combustíveis irradiados. Os tanques de armazenamento são construídos normalmente no próprio local do reator, ou nas usinas de reprocessamento.

Ao chegarem à usina de reprocessamento, os recipientes contendo os combustíveis irradiados são inspecionados e monitorados. Caso não haja contaminação, a embalagem é lavada fora da usina e, caso contrário, no interior da mesma. Os efluentes usados na lavagem são enviados ao sistema de tratamento de líquidos. As embalagens, em seguida, são descontaminadas e secadas. O ar usado no processo é enviado ao sistema de tratamento do rejeito gasoso. O refrigerante dos elementos combustíveis é retirado e transferido ao sistema de tratamento do rejeito líquido. As embalagens são abertas, os elementos combustíveis retirados, colocados em recipientes especiais e armazenados. Os recipientes usados no transporte são descontaminados, colocados nos veículos de carga e enviados novamente as usinas nucleares. As maiores fontes de contaminação da água dos tanques de armazenagem, nas usinas de reprocessamento, são os materiais radioativos que se aderem à superfície dos encamisamentos. Esses depósitos consistem de produtos de corrosão ativados e de pequenos pedaços dos elementos combustíveis danificados. As operações executadas para remover a radioatividade da água dos tanques de armazenamento são, principalmente, a filtração e a troca iônica. Tais operações são feitas para diminuir o nível de radiação próximo aos tanques e manter a água suficientemente límpida, para permitir a observação dos trabalhos submersos executados. A circulação do ar nas instalações dos tanques é feita por meio de circuladores e aparelhos de ar condicionado. O ar usado na secagem das embalagens empregadas no transporte, antes de ser liberado no ambiente, passa por um sistema de

exaustão dotado de filtros (HEPA filters) de alta eficiência para partículas e por meios absorvedores de iodo. Os resíduos provenientes da operação dos tanques de armazenamento são os materiais retidos nos diversos meios absorvedores. Os filtros, as resinas de troca iônica e os leitos absorvedores de iodo, quando danificados, tornam-se também parte do rejeito.

2.3.4.2 Estocagem definitiva

O problema de isolamento do lixo nuclear tem início na década de 1940, quando grandes quantidades de resíduos altamente radioativos foram produzidos pelos Estados Unidos. Discussões sérias foram realizadas sobre a melhor forma de gerir os resíduos altamente radioativos e uma grande variedade de opções foram consideradas. Além da eliminação geológica, que envolve a colocação dos resíduos em camadas subterrâneas profundas, outras alternativas que foram consideradas envolviam colocar os resíduos em fossas oceânicas profundas, liquefazendo-o e injetando-os profundamente na terra ou carregar os resíduos em foguetes e enviá-lo para o espaço. Hoje algumas outras nações começaram a planejar o descarte geológico, mas os Estados Unidos começaram a trabalhar em seu primeiro repositório geológico. A diferença principal se encontra no fato de o material poder ser aproveitado mais tarde, caso seja necessário.

2.3.4.2.1 O Repositório geológico de Yucca Mountain

Yucca Mountain, Nevada, é um complexo montanhoso localizado em terras do governo próximo onde os Estados Unidos realizaram testes armas nucleares subterrâneas e na superfície durante a Guerra Fria. Esse local foi escolhido para avaliação e eventual desenvolvimento. Yucca Mountain tem algumas características que a tornam particularmente propícia para o depósito de resíduos nucleares. Primeiro, a região em torno é pouco povoada. Em segundo lugar, há pouca água na área. Isso evitaria contato com lençol freático em possível vazamento. Todas as evidências disponíveis segundo Tabak, John (2009) indicam que, geologicamente falando, Yucca Mountain tem sido uma área estável durante um tempo muito longo, formado há 12.800.000 anos por

cinzas vulcânicas ejetado pelos vulcões localizados ao norte, além de não possuir falhas geológicas graves.

O objetivo é construir um local em que seu conteúdo radioativo dure pelo menos 10.000 anos. Por uma questão científica, é impossível testar materiais de construção para saber como eles vão se comportar ao longo de tantos anos. Para fazer previsões a longo prazo sobre o desempenho dos materiais, deve-se confiar pesadamente em modelos matemáticos e sobre o que pode ser extrapolada a partir de dados existentes. Tais métodos são úteis, mas são objeto de correção. Modelos matemáticos podem ser sempre melhorados, e, posteriormente, a pesquisa pode revelar informações novas e importantes. Se as gerações futuras decidirem recuperar o conteúdo por motivos de segurança pública, proteção do ambiente, ou usar os materiais no repositório visando sua reutilização, eles serão capazes de fazê-lo. Segundo Tabak, John (2009), um grande complexo de túneis subterrâneos, estará localizada a pelo menos 200 m abaixo do superfície.

O repositório foi, inicialmente projetado para isolar os seu conteúdo do meio ambiente tanto quanto possível, por um período não inferior a 10 mil anos, então em algum ponto, salvo decisão das gerações futuras o repositório deve ser permanentemente fechado; os edifícios que foram construídos para receber e processar os resíduos serão desmontados, e a área deverá ser devolvida o mais próximo possível ao seu estado natural.

2.3.5 Transporte de material nuclear

2.3.5.1 Transporte do front-end

Para manter esta importante fonte de energia é fundamental que os materiais do ciclo do combustível nuclear continuem sendo transportados internacionalmente com segurança e eficiência. O transporte de materiais nucleares é rigorosamente regulado e tem um excelente histórico de segurança que abrange diversas décadas.

Os regulamentos da Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA, sigla em inglês) para o Transporte Seguro de Material Radioativo estabelece a

base para o transporte de material do ciclo de combustível nuclear. O conceito básico é que a segurança depende da embalagem, a qual tem que oferecer um revestimento de proteção para resguardar o público, a propriedade e o meio-ambiente contra os efeitos da radiação, para evitar reações em cadeia, e também oferecer proteção contra a dispersão do conteúdo. Paralelamente, é importante reduzir as doses de radiação para os funcionários e para o público, tanto quanto for razoavelmente possível, através da adoção das melhores práticas no nível operacional. Os Regulamentos estipulam cinco principais tipos de embalagens diferentes; denominados como Excetuada, Industrial, Tipo A, Tipo B e Tipo C, como também critérios para o design, baseados na natureza dos materiais radioativos que eles conterão. Os Regulamentos prescrevem critérios adicionais para embalagens contendo material físsil, ou seja, material que possa suportar uma reação nuclear em cadeia. Os Regulamentos determinam também os procedimentos apropriados para testes. Esta abordagem gradual ao acondicionamento, onde a integridade da embalagem está relacionada com o possível risco – quanto mais perigoso seja o material, mais resistente terá que ser a embalagem – é importante para a segurança e eficiência em operações de transporte comercial do ciclo de combustível nuclear. Vias rodoviária, ferroviária e marítima são comumente utilizadas para os materiais do ciclo de combustível nuclear.

O yellow-cake é um material de baixa atividade específica e risco radiológico muito baixo. Segundo (NUCLEAR WORLD NUCLEAR TRANSPORT INSTITUTE. Ficha descritiva nº 3. Pág.03) ele é transportado normalmente em barris vedados de 200 litros, em contêineres de carga padronizados para transporte marítimo (ISO). Os mesmos podem ser transportados por via rodoviária, ferroviária ou marítima e em muitos casos usa-se uma combinação de modos de transporte. Ele é transportado para usinas de conversão para ser convertido em hexafluoreto de urânio.

As embalagens que transportam yellow-cake são obrigadas a manter sua integridade durante condições normais de transporte e estão projetadas para resistirem uma série de testes simulando tais condições, como por exemplo: pulverização de água, queda livre, teste de empilhamento e teste de

perfuração, para reproduzir o tipo de tratamento a que as embalagens podem estar sujeitas durante condições normais de transporte.

No processo de produção de hexafluoreto, grandes cilindros roliços de aço de transporte, alguns com diâmetro de 1,25m (48 polegadas), cada um transportando até 12,5 toneladas de materiais são preenchidos diretamente com hexafluoreto de urânio, o qual pode estar em forma líquida ou gasosa, dependendo do processo de fabricação. No armazenamento e durante o transporte o material de hexafluoreto de urânio dentro dos cilindros está em forma sólida. O hexafluoreto natural é armazenado também nestes cilindros antes de ser transportado para uma usina de enriquecimento. Este material é transportado rotineiramente por via rodoviária, ferroviária ou marítima, ou com mais freqüência, usando uma combinação de modos. Embora o hexafluoreto seja um material de baixa atividade específica, existiria um risco químico, no caso de um improvável evento de escape, pois ele produz subprodutos tóxicos por meio da reação com o ar úmido. Quando enriquecido é transportado em cilindros universais menores. De acordo com (NUCLEAR WORLD NUCLEAR TRANSPORT INSTITUTE. Ficha descritiva nº 3. Pág.03), estes cilindros medem cerca de 76 cm (30 polegadas) de diâmetro e são encaixados em embalagens sobrepostas para que a embalagem resista choques, fogo, imersão e evite reações em cadeia. As embalagens sobrepostas contendo os cilindros geralmente são transportadas utilizando contêineres de plataforma plana ISO para transporte às usinas de fabricação de combustível. O hexafluoreto de urânio exaurido, o produto residual do processo de enriquecimento, tem as mesmas propriedades físicas e químicas do hexafluoreto natural e é transportado usando o mesmo tipo de cilindros.



Figura 22 - Cilindros de hexafluoreto de 30 polegadas com embalagem sobreposta.

Os cilindros de aço utilizados como embalagens para o hexafluoreto natural e o exaurido são padronizados internacionalmente e estão sujeitos a um teste de pressão que eles devem resistir sem causar qualquer vazamento ou tensão indesejada. Paralelamente, eles devem ser avaliados de acordo com um requisito de teste térmico. Os materiais enriquecidos da etapa inicial, ou seja, o hexafluoreto enriquecido, o pó de dióxido de urânio e os agrupamentos novos de combustível são físséis. O potencial risco associado a estes materiais é uma indesejada reação em cadeia. Por esta razão, as embalagens estão sujeitas a testes para assegurar que não ocorram situações de gravidade em quaisquer condições de acidentes, as quais poderiam ser realisticamente antecipadas em transporte, incluindo: colisões, incêndios e submersão.

Os Regulamentos da IAEA para o Transporte Seguro de Material Radioativo têm disponibilizado uma base sólida para o design de equipamentos e procedimentos para o transporte de material radioativo. Segundo (NUCLEAR WORLD NUCLEAR TRANSPORT INSTITUTE. Ficha descritiva nº 3. Pág. 04), nenhum outro setor da indústria de transportes é tão regulado e, conseqüentemente, nenhum setor da indústria de transportes tem um recorde mais seguro.

2.3.5.2 Transporte do back-end

Logo que o combustível queimado for removido do reator nuclear, ele pode ser armazenado temporariamente nas dependências da usina de energia, enviado para um local temporário de armazenamento fora da usina, ou enviado para usinas de reprocessamento. O transporte para instalações internas de armazenamento é normalmente doméstico, enquanto que os transportes para usinas de reprocessamento são internacionais também.

O transporte de materiais da etapa final em escala industrial teve início no princípio dos anos 60, quando a energia nuclear começava a se tornar uma importante fonte de eletricidade em diversos países do mundo. O combustível queimado foi o primeiro dos produtos da etapa final a ser transportado. Posteriormente, o plutônio era retornado ao país de origem, inicialmente como

pó de plutônio e ultimamente como combustível MOX. O primeiro carregamento de resíduo vitrificado de alto nível aconteceu em 1995, e muitos outros carregamentos deste tipo têm sido realizados desde então, por via marítima e ferroviária.

O transporte de materiais da etapa final, da mesma forma que com o transporte de todos os outros materiais radioativos, é cuidadosamente regulado para proteger as pessoas, as propriedades e o meio ambiente. Os Regulamentos da Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA), para o Transporte Seguro de Material Radioativo, foram publicados pela primeira vez em 1961 e sofrem revisões periódicas para estarem em consonância com os desenvolvimentos científicos e tecnológicos. Atualmente, os Regulamentos da IAEA têm sido adotados ou utilizados como base para regulamentos em mais de 60 países membros. Além disso, as principais organizações responsáveis pelo transporte por via térrea, aérea, marítima, e por águas navegáveis internas, já incorporaram os Regulamentos da IAEA em seus próprios regulamentos. Paralelamente, o Modelo dos Regulamentos das Nações Unidas para o Transporte de Materiais Perigosos (United Nations Model Regulations for the Transport of Dangerous Goods) têm sempre sido referidos aos Regulamentos da IAEA. Como resultado, os Regulamentos se aplicam a transportes de material radioativo em praticamente qualquer parte do mundo.

A natureza sólida dos produtos – combustível queimado, combustível MOX, e resíduos vitrificados de alto nível – é um importante fator de segurança. Os materiais se caracterizam pela estabilidade a longo prazo e pela baixa solubilidade na água e por permanecerem contidos numa forma sólida após qualquer acidente. O combustível queimado e o combustível MOX são ambos feitos de pastilhas cerâmicas que são contidas em tubos de metal de liga de zircônio (barras de combustível). A diferença está no conteúdo; o combustível queimado contém urânio (96%), plutônio (1%) e produtos fissionáveis (3%) e é altamente radioativo, enquanto que o combustível MOX é composto de óxidos de urânio e de plutônio e tem um baixo nível de radioatividade. No caso de resíduos vitrificados de alto nível, o processo de vitrificação possibilita que os produtos fissionáveis sejam incorporados num vidro fundido, que será então

colocado dentro de um recipiente de aço inoxidável, onde o mesmo se solidifica. Como resultado, os produtos fissionáveis são imobilizados e o produto vitrificado altamente radioativo é protegido pelo recipiente de aço inoxidável.

De acordo com os Regulamentos da IAEA, o combustível queimado, o combustível MOX, e o resíduo vitrificado de alto nível, são transportados em embalagens de transporte especialmente projetadas, conhecidas como frascos ou barris (nomeados embalagens Tipo B nos Regulamentos). Elas são especialmente projetadas para o material radioativo que elas retêm, proporcionando proteção para as pessoas, propriedades e o meio ambiente, contra radiação e foram desenhadas para resistir acidentes graves. Os tamanhos das embalagens Tipo B variam entre tamanho de barril, até o tamanho de caminhão, mas são sempre de excepcional resistência e altamente protegidos. As embalagens devem satisfazer testes rigorosos. A filosofia dos Regulamentos da IAEA é que a segurança é garantida pela embalagem, independentemente do modo de transporte utilizado. De acordo com estes regulamentos, o design da embalagem deve satisfazer uma série de testes rigorosos de impacto, fogo e de imersão, em particular:

- Dois testes de queda livre – uma queda livre de 9 metros dentro de uma superfície inflexível e uma queda livre de 1 metro sobre uma barra de aço de perfuração; repetidos em vários ângulos de queda; (figura 23)
- Um teste de incêndio subsequente onde a embalagem tenha sido submetida a uma temperatura de 800° C e com labaredas que o envolvam completamente por 30 minutos;
- Teste de imersão onde o barril seja então submetido a condições equivalentes a 15 metros de submersão por 8 horas.



Figura 23 - Teste de queda livre de barril realizado pela IAEA.

Para barris desenhados para materiais com radioatividade mais elevada existe um teste de imersão de 200 metros por uma hora. Estes testes garantem que as embalagens resistam acidentes em transporte que envolva colisões, incêndios ou submersão, situações que podem realisticamente ser concebidas e, no caso de materiais físséis, garantirem que não possa ocorrer uma reação em cadeia. Os órgãos nacionais competentes devem certificar a embalagem Tipo B. Logo que o design da embalagem seja aprovado, tal embalagem poderá ser utilizada para transporte sobre superfície por caminhão, trem ou navio.

Os regulamentos para o transporte aéreo de materiais radioativos da etapa final, em embalagens designadas como Tipo C, também foram introduzidos. Os requisitos para uma embalagem Tipo C incluem testes adicionais, visando assegurar que ela possa manter sua integridade sob condições acidentais em transporte aéreo. Segundo (NUCLEAR WORLD NUCLEAR TRANSPORT INSTITUTE. Ficha descritiva nº 4. Pág. 04) este tipo de embalagem ainda não foi desenvolvido.

No caso de transporte marítimo de materiais da etapa final, o design do navio contribui para a segurança oferecida pelas embalagens de transporte. Em 1993, a Organização Marítima Internacional (IMO, sigla em inglês) introduziu um instrumento voluntário, o Código para o Transporte Seguro de Combustível Nuclear Irradiado, Plutônio e Resíduos Altamente Radioativos, em Frascos à Bordo de Navios (Code for the Safe Carriage of Irradiated Nuclear Fuel, Plutonium and High-Level Radioactive Wastes in Flasks on Board Ships),

o Código INF, complementando os Regulamentos da IAEA. Estas provisões complementares cobrem principalmente o design e a construção e equipamentos de navios. O Código INF foi adotado em 1999 e tornou-se obrigatório em janeiro de 2001. O mesmo introduziu características avançadas de segurança para navios transportando combustível queimado, combustível MOX ou resíduos vitrificados de alto nível. O design básico para os navios, em conformidade com a mais elevada classificação de segurança do Código INF (conhecido como INF3), é uma construção de casco duplo ao redor das áreas de carga, com estruturas resistentes a impactos entre os cascos, duplicação e separação de todos os sistemas essenciais, para oferecer uma alta confiabilidade e sobrevivência em caso de acidente. Durante os últimos 25 anos, os navios do tipo INF3 têm sido utilizados para transportar materiais de etapa final entre a Europa e o Japão.

As companhias de transporte experientes e especializadas têm rotineiramente transportado com eficiência materiais da etapa final em escala industrial desde os anos 60. Estas companhias possuem sistemas de transporte bem desenvolvidos e administram cuidadosamente os transportes de materiais da etapa final por todo o mundo, seguindo os procedimentos de segurança exigidos. Como exemplo, há planos abrangentes e eficazes de resposta em situações de emergência, incorporando sistemas emergenciais para todos os modos de transporte. Eles são rotineiramente testados para garantir que a saúde pública e o meio ambiente estejam bem protegidos numa eventual acidente.

3 CONCLUSÃO

A energia nuclear pode fornecer energia suficiente para atender à demanda mundial. Uma usina nuclear típica é, em relação à maioria dos outros tipos de usina, uma grande produtora de energia elétrica. Os Estados Unidos, atualmente atende cerca de 20 por cento das suas necessidades de eletricidade com apenas 104 centrais nucleares. Essas usinas não só produzem uma grande quantidade de energia como estão em operação por muito mais tempo. Instalar unidades adicionais de parques eólicos e solares não garante que haverá uma oferta suficiente de energia quando for

necessário. O Sol, afinal, não brilha pelo menos, metade do tempo, e o vento não sopra intermitentemente.

A energia nuclear fornece eletricidade livre de emissões de gases que provocam o efeito estufa. As centrais nucleares não dependem da queima para produzir eletricidade, logo não produzem nenhum subproduto da combustão. O dióxido de carbono, um desses principais subprodutos, é um importante agente causador das mudanças climáticas globais. Para ter a dimensão dos números envolvidos, segundo (TABAK. 2009), a substituição de um único GWe proveniente de uma usina que queima carvão por uma usina nuclear evitaria a queima de 2,5 milhões de toneladas de carvão por ano, produzindo a mesma quantidade de eletricidade, reduzindo um encargo muito grande sobre o meio ambiente.



Figura 24 – Comparação entre a quantidade de combustível para produzir a mesma quantidade de energia.

As usinas nucleares têm uma reserva energética muito maior do que a das usinas termoelétricas convencionais, que dependem de combustível fóssil, em extinção, e do que a das usinas hidrelétricas, que dependem das já escassas reservas hídricas em cotas elevadas e que em geral, impactam fortemente o meio ambiente, devastando grandes áreas úteis à agricultura, com alagamentos.

As usinas termoelétricas a carvão também liberam além de grandes quantidades de materiais pesados no meio ambiente, nuclídeos radioativos existentes naturalmente no carvão (urânio, tório, rádio, polônio e radônio), na atmosfera, por unidade de energia produzida, que resulta em até sete vezes

mais radioatividade do que a provocada por liberações em centrais nucleares. A quantidade desses poluentes depende do tipo, da origem do carvão empregado e do modo de operação da usina.

A eletricidade produzida pela energia nuclear é economicamente competitiva. Este argumento se apóia no fato de que o custo da energia produzida pela energia nuclear é altamente estável. Como o combustível nuclear libera energia pelo processo de fissão, o valor do combustível de acordo com (TABAK. 2009), é apenas uma pequena parte do custo de produção de energia. Desde 1970, o preço do urânio tem oscilado bastante, mas isso não teve um efeito maior sobre o preço da electricidade produzida pela a energia nuclear, porque ao contrário do custo do gás natural, por exemplo, o valor do combustível nuclear constitui uma pequena fração do custo da electricidade de produção. A estabilidade de preços permite que as empresas e proprietários planejem seus gastos.

Novos reatores estão em desenvolvimento e resolverão a maioria dos problemas associados com energia nuclear. Os reatores da IV geração são mais seguros que os seus antecessores; são menos onerosos para construir e operar, e oferecem a promessa de eletricidade a preços razoáveis com muito menos conseqüências ambientais negativas.

Pode-se concluir portanto, que o processo de beneficiamento do urânio é bastante complexo contendo várias etapas que exige tecnologia e pessoal capacitado para realizá-las. Tendo em vista que o Brasil domina o ciclo do combustível nuclear e possui a 6ª maior reserva de urânio do mundo, conclui-se que este tipo de geração de energia é seguro, limpo, viavelmente econômico e necessário para complementar a demanda energética que será indispensável nos próximos anos, aliada as várias outras fontes de energia limpa que o país dispõe.

REFERÊNCIAS

ARJUN MAKHIJANI, LOIS CHALMERS BRICE SMITH. *Uranium Enrichment: Just Plain Facts to Fuel an Informed Debate on Nuclear Proliferation and Nuclear Power*. Energy and Environmental Research for the Nuclear Policy Research Institute. 15 October 2004.

CARDOSO, Eliezer de Moura. *Apostila educativa Aplicações da Energia Nuclear, CNEN*.

Disponível em <http://www.cnen.gov.br/ensino/apostilas/aplica.pdf>
Acessado em dezembro de 2010.

CNEN. *Gerência de Rejeitos Radioativos em Instalações Radiativas*. Resolução – 1985

EISBERG, Robert e RESNICK, Robert – *Física Quântica. Átomos, moléculas, sólidos, núcleos e partículas*. Rio de Janeiro, 1979.

HIPPEL, F.,KAHN, L, H. *Feasibility of Eliminating the Use of Highly Enriched Uranium in the Production of Medical Radioisotopes*. *Science & Global Security* December 2006.

MUDD. G. M. *Acid In Situ Leach Uranium Mining*. USA and Australia, Victoria University, Melbourne. 2000.

FÍSICA nuclear. Disponível em: http://www.fissilematerials.org/ipfm/pages_us_en/fissile/fissile/fissile.php. Acesso em outubro de 2010.

FÍSICA nuclear. Disponível em: <http://www.inb.gov.br>
Acesso em novembro de 2010.

FÍSICA nuclear. Disponível em: http://www.mar.mil.br/ctmsp/usina_nuclear.html
Acesso em dezembro de 2010

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA. *Analysis of Uranium Supply to 2050*. Vienna 2001.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Establishment of uranium mining and processing operations in the context of sustainable development*. Vienna, 2004.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Establishment of uranium Mining and processing Operations in the Context of Sustainable development*. Vienna, 2009.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Thorium and Unconventional Uranium Resources*., Vienna 12-15 September 2005.

MARTINS, JADER BENUZZI *A história da energia nuclear CNEN*.

FÍSICA nuclear. Disponível em: <
<http://www.cnen.gov.br/ensino/apostilas/historia.pdf>>
Acessado em outubro de 2010.

MOSTELLER, R.D. *Detailed Reanalysis of a Benchmark Critical Experiment: Water-Reflected Enriched-Uranium Sphere*. Los Alamos. 1994

NUCLEAR FUEL CYCLE INFORMATION SYSTEM IAEA: *A Directory of Nuclear Fuel Cycle Facilities*. VIENNA, 2009

NUCLEAR WORLD NUCLEAR TRANSPORT INSTITUTE *Materiais Front End (da etapa inicial) ficha descritiva Nº3*.

Disponível em: http://www.wnti.co.uk/UserFiles/File/public/portugues/FS-3_portugese-web.pdf

Acessado em novembro de 2010

NUCLEAR WORLD NUCLEAR TRANSPORT INSTITUTE *Materiais Back End (da etapa final) ficha descritiva Nº4*

Disponível em: http://www.wnti.co.uk/UserFiles/File/public/portugues/FS-4_portugese-web.pdf

Acessado em novembro de 2010

OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY. *Resources, Production and Demand. A Joint Report by the OECD*. Nuclear Agency and the International Atomic Uranium. Vienna 2007

SANTOS, G.R.T *Processo alternativo para obtenção de tetrafluoreto de urânio a partir de efluentes fluoretados da etapa de reconversão de urânio* São Paulo, 2008

SANTOS, J.M.E. *Análise quantitativa dos rejeitos radioativos a serem gerados no programa nuclear brasileiro*. São Paulo 1979

SANTOS, L.R. *Unidade Piloto de Obtenção do Tricarbonato de Amônio e Uranilo*. São Paulo, 1989.

SILVA, ANTÔNIO TEIXEIRA. *II Workshop Internacional ENUMAS 2010*, Campinas, 2010.

SWIDER, R.C., *Uranium ore processing in Canada and technological developments*. Uranium Ore to Yellowcake Seminar, Melbourne, 20 February, 1997.

TABAK, John. *Nuclear energy*. Energy and the environment. New York 2009

WORLD NUCLEAR ASSOCIATION. *Energy for sustainable development; information and issue brief*. WNA, May 2002, United Kingdom, 2002.