

# Nukleáris üzemanyagciklus: létesítmények, technológiák, biztonság

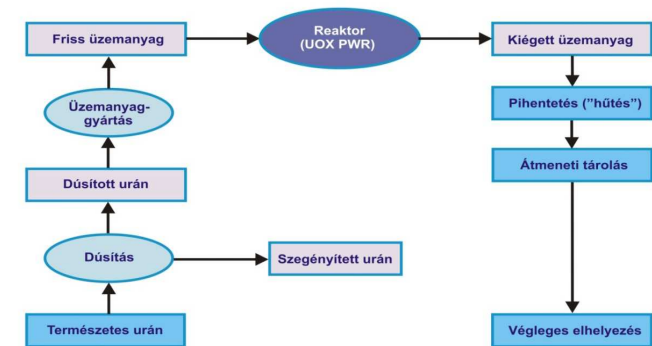
## Korszerű nukleáris energiatermelés

Dr. Yamaji Bogdán

Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem  
Nukleáris Technikai Intézet

# Atomenergia-rendszerek

Termikus reaktorral szerelt atomerőműveket tartalmazó rendszer nyílt üzemanyagciklussal



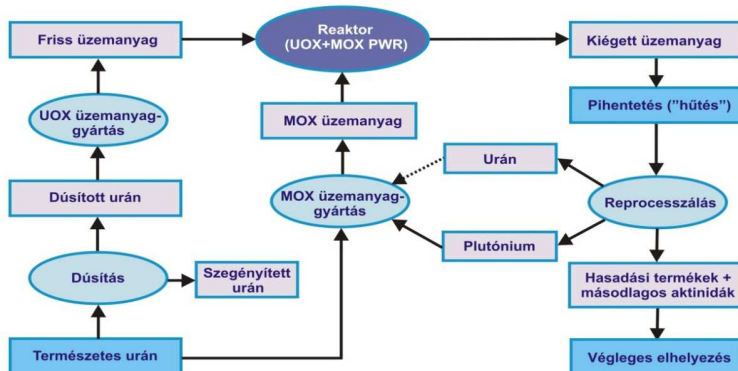
1. és 2. generációs atomerőművek

Legfontosabb hulladékok:

- Bányászati, ércdúsítási hulladékok (módszertől függő jelleggel)
- Izotópdúsítási hulladékok
- Atomerőművi hulladékok: kis-, közepes- és nagyaktivitású radioaktív hulladékok, utóbbiba beleértve a *kiegészített üzemanyagot*

# Atomenergia-rendszerek

Termikus reaktorral szerelt atomerőműveket tartalmazó rendszer zárt üzemanyagciklussal



1. és többségében 2. generációs atomerőművek

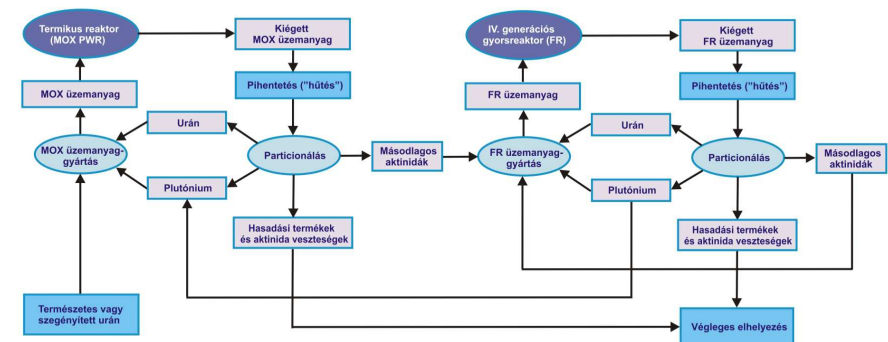
Legfontosabb hulladékok:

- Bányászati, ércdúsítási hulladékok (módszertől függő jelleggel)
- Izotópdúsítási hulladékok (kevesebb, mint az előző rendszerénél)
- Atomerőművi hulladékok: kis-, közepes- és nagyaktivitású radioaktív hulladékok;

**A kiegészített üzemanyag nem hulladék, hanem melléktermék!**

# Atomenergia-rendszerek

Szimbiotikus atomenergia-rendszer (zárt üzemanyagciklussal)



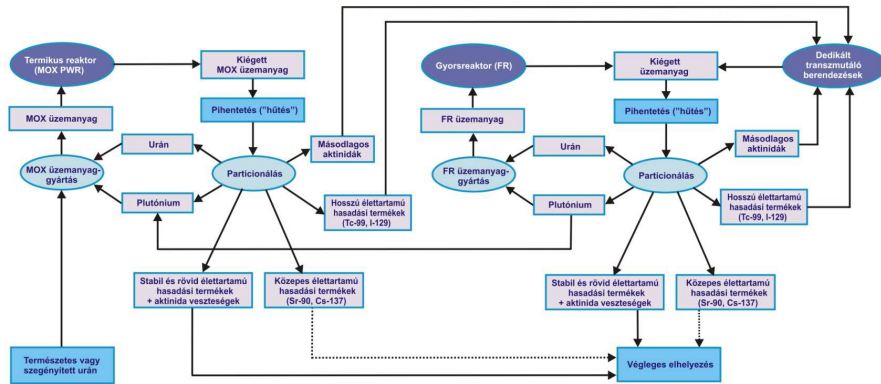
3. és 4. generációs atomerőművek

Legfontosabb hulladékok:

- Bányászati, ércdúsítási hulladékok (módszertől függő jelleggel): **nagyon kevés** vagy nulla
  - Atomerőművi hulladékok: kis-, közepes- és nagyaktivitású radioaktív hulladékok;
- Nincs izotópdúsítási hulladék (szegényített urán)! A kiegészített üzemanyag nem hulladék, hanem melléktermék!**

# Atomenergia-rendszerek

Hulladék-recirkulációs szimbiotikus atomenergia-rendszer zárt üzemanyagciklussal



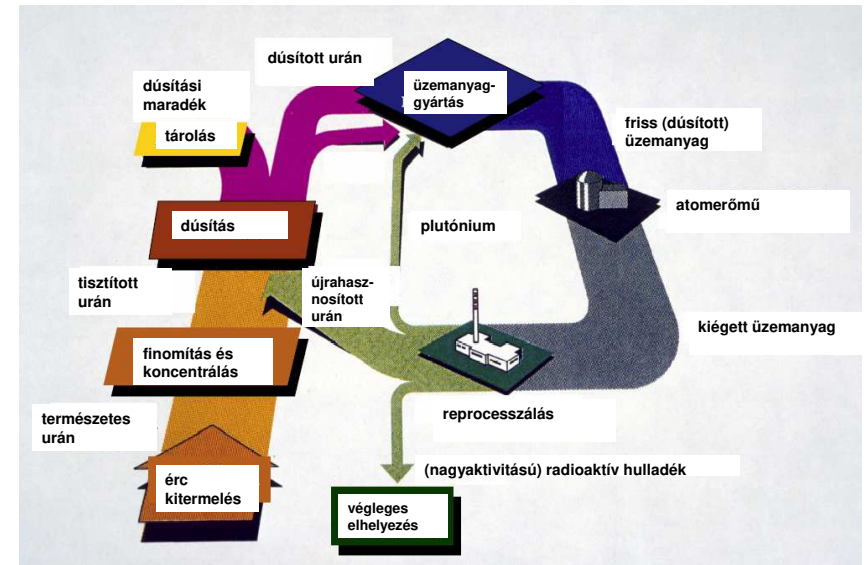
3. és 4. generációs atomerőművek (hosszú távon főleg 4. generációsok)

**Legfontosabb hulladékok:**

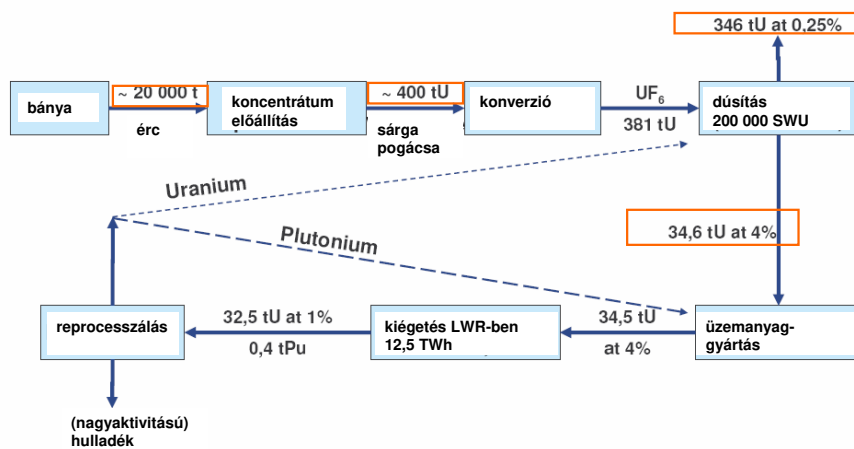
- Bányászati, ércdúsítási hulladékok (módszertől függő jelleggel): nagyon kevés vagy nulla.
- Atomerőművi hulladékok. Kis-, közepes- és nagyaktivitású radioaktív hulladékok

**De: kevesebb és gyorsabban lebomló nagyaktivitású hulladék! Nincs izotópdúsítási hulladék (szegényített urán)!**

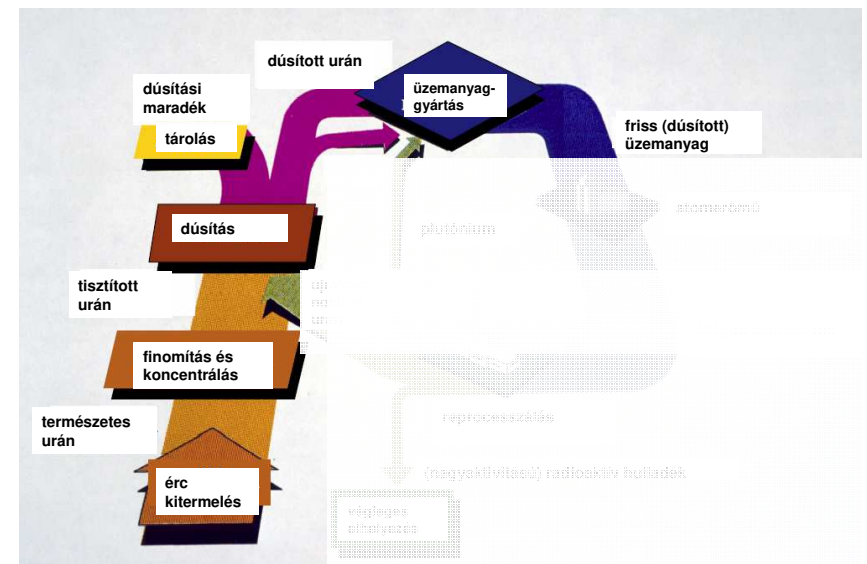
# Zárt üzemanyagciklus



# Zárt üzemanyagciklus



# Front end



# Urántartalékok

Bizonyított és becsült források

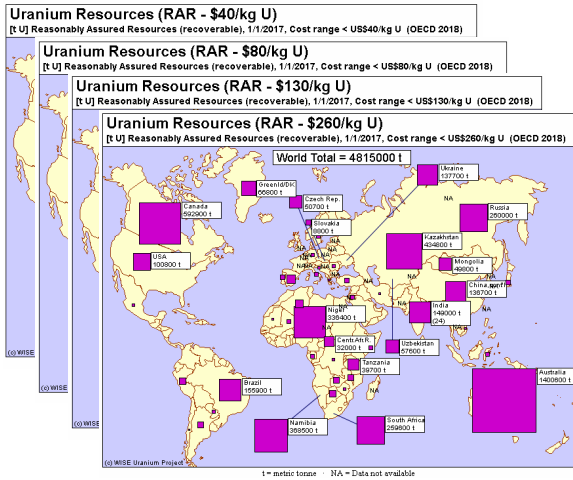
- RAR: reasonably assured resources: adott áron bizonyosan kitermelhető
- Inferred: kikövetkeztethető (hogy ott van, és kitermelhető)

Ársávok:

- < 40 USD/kgU
- < 80 USD/kgU
- < 130 USD/kgU
- < 260 USD/kgU

+ nem azonosított források

- prognosztizált források
- spekulatív források

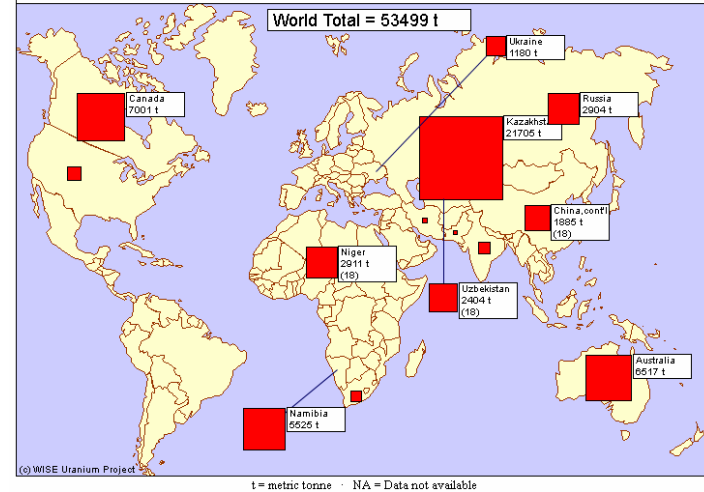


<http://www.wise-uranium.org/umaps.html>

# Uránbányászati kapacitások

**2018 Annual Uranium Production**

[t U] (WNA Aug. 2019)

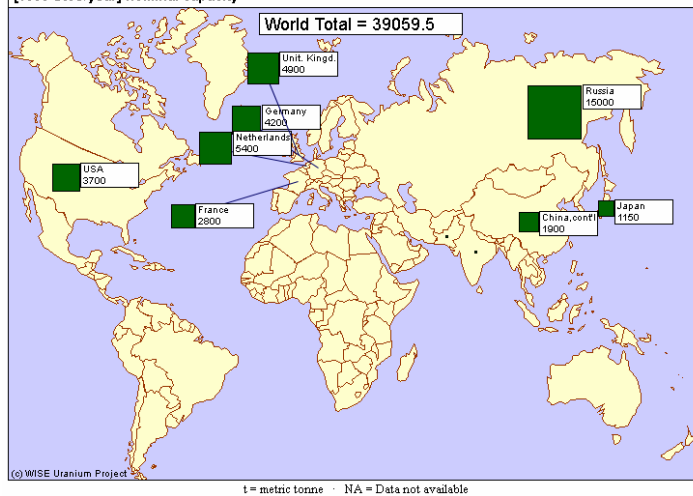


<http://www.wise-uranium.org/umaps.html>

# Urándúsítási kapacitások

**Uranium Enrichment Capacity**

[1000 SWU/year] nominal capacity

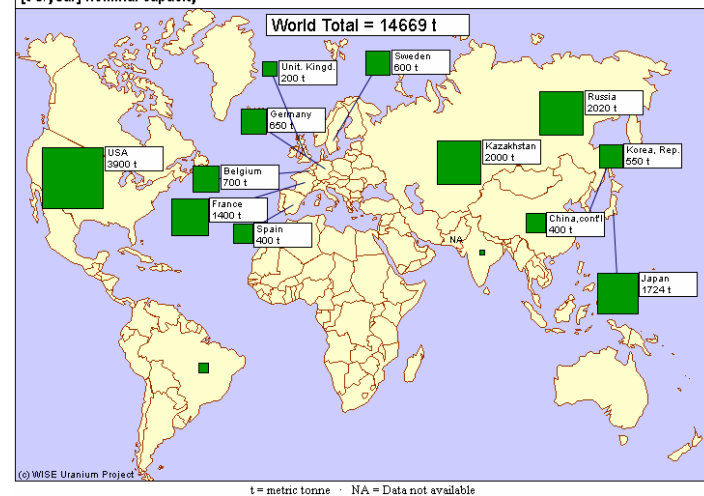


<http://www.wise-uranium.org/umaps.html>

# Fűtőelemgyártási kapacitások

**Fuel Fabrication Capacity (LWR, Uranium Oxide)**

[t U/year] nominal capacity



<http://www.wise-uranium.org/umaps.html>



# Bányászat

2018:

- Külszíni fejtés (open pit) + mélyművelés (underground): 39 %
- Helyi kioldás (in-situ leaching - ISL): 55%
- Melléktermékként (főleg réz és arany): 6%

<https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/mining-of-uranium/world-uranium-mining-production.aspx>



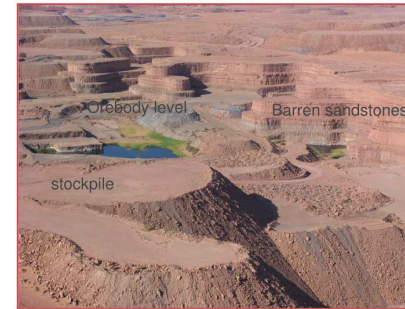
KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

- A földkéregben az U átlagos koncentrációja ~ 2,8 ppm
- Uránércben akár 1000-2000 ppm

# Hagyományos bányászati eljárások

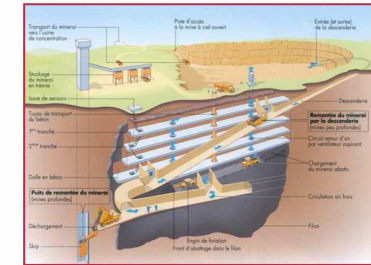
- Külszíni fejtés (Open pit - OP)
  - kitermelt érc
  - meddő
  - jellemzően mélyművelés követi
  - jelentős környezetváltoztatás
- Mélyművelés (underground – UG)
  - kitermelt érc
  - meddő
  - hagyományos bányászati eljárások



KoNET, ÚA ciklus

## Mining methods : OP + conventional UG

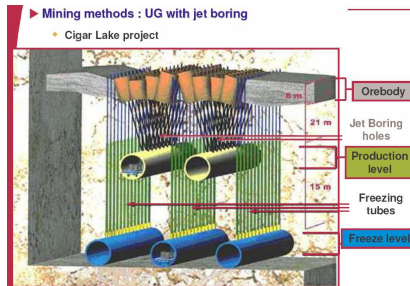
• General scheme of OP followed by UG mining activities



Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

# Bányászat

- Mélyművelés jet boring (vízsugaras fúrás)
  - Az érc tartalmú kőzetet lefagyasztják
    - beomlás, vízbetörés, stb. elkerülése
    - a többlet dózis is csökkenthető így!
  - fagyasztó vágat az érc törzs alatt
  - függőleges, felfelé irányuló furatok az ércbe a vágat felől
  - -40°C hőmérsékletű CaCl sósvíz -10°C-on fagyasztja meg a kőzetet (hónapok, évek)
  - termelővágat az érc alatt, innen furatok az ércbe
  - a furatban nagynyomású forgó vízsugárral történik a kőzet kitermelése
  - a kitermelt iszapot a felszín alatt csővezetékbe vezetik, feldolgozzák és a felszínre szivattyúzzák
    - anyag ellenőrzött útvonalon
    - dózis csökkenthető
    - nincs por
  - a furatokat visszatümedékelik és bebetonozzák



Cigar Lake project : freezing tubes

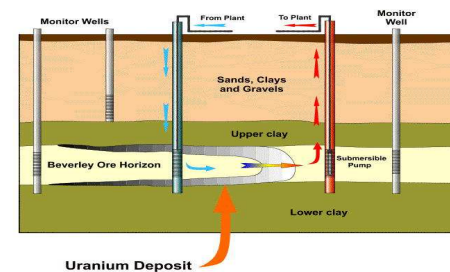
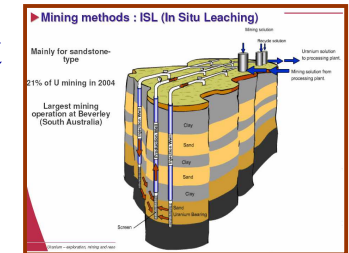


KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

# Bányászat

- Helyi kioldás (In-situ leaching - ISL)
  - nincs szükség jelentős bányatevékenységre
  - fúrólukakon keresztül savat ( $\text{Na}_2\text{CO}_3$ ,  $\text{H}_2\text{SO}_4$ ) injektálnak a kőzetbe
  - a savban jól oldódnak a célércek, esetünkben az urán
  - az oldatot a felszínre szivattyúzzák további feldolgozásra
  - hátrány:
    - hosszú időre elszennyezheti a területet
    - biztosítani kell, hogy ivóvízbázisához, élő környezethez ne jusson el a vegyszer



n, BME NTI

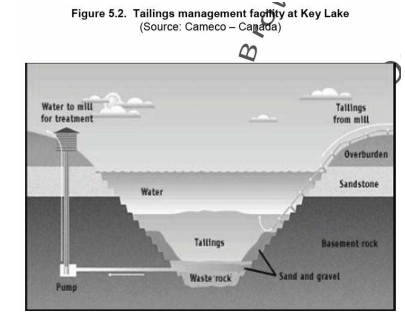


# Bányászat

- Biztonsági (sugárvédelmi) elvek
  - ICRP ALARA elv: (foglalkozási) dózis < 20 mSv/év
- Dózisterhelés forrásai:
  - belélegzett radioaktív por
  - az értől származó külső gamma dózisterhelés
  - belélegzett radon
- Megszorítások:
  - szigorú higiéniai előírások: kijelölt étkezési területek, étkezés előtti mosdás, munkaruházat rendszeres tisztítása, alkalmazottak dózisterhelésének folyamatos felügyelete (vizeletminta, stb.)
- Eszközök:
  - Hatékony szellőztetés (Rn és leányelemek)
  - Por kezelése (belélegzés csökkentése)
  - ALARA elv – pl. távirányítású eszközök
  - Személyi dózismérés
  - Személyi higiénia megeremtetése
- Biológiai védelem építése: beton

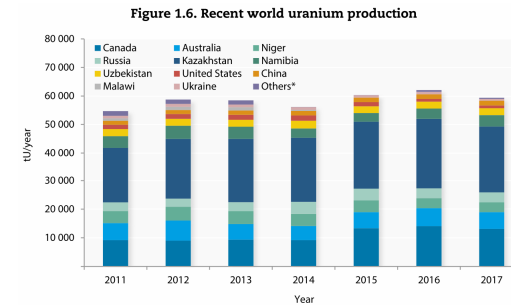
# Bányászat

- Hulladékok:
  - **meddő**
    - urántartalmú, de gazdaságosan nem feldolgozható
    - savtartalmú, savképző
      - az első kettőt megfelelő tárolóban kell gyűjteni
      - nem kerülhet kapcsolatba környezeti vízzel
    - meddő kőzettörmelék
      - meddőhányó, törmelékközet hasznosítása, stb.
  - **salak/meddő iszap**
    - tárolás szükséges a környezet szennyezésének elkerülése végett, illetve meg kell előzni, hogy radioaktív por keletkezzen
    - vízzáró formációkban
  - **szennyezett víz**
    - szintén kezelni kell: vegyianyag-tartalmat csökkenteni kell, illetve el kell távolítani a radioaktív szennyezőket



# Bányászat

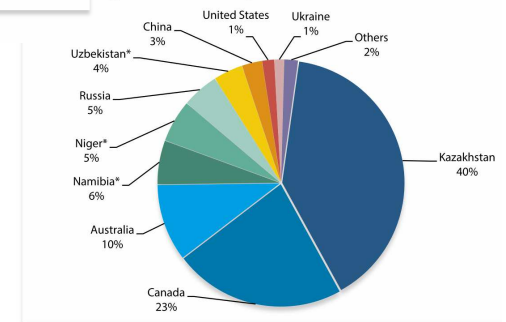
- In-situ leaching
  - a bányászati terület folyamatos ellenőrzése szükséges
  - a lelőhely kimerítése után **vissza kell állítani a talajvíz eredeti minőségét**, ezután jöhet a leszerelés
  - leszerelés: furatok, aknák lezárása, létesítmények felszámolása, környezet helyreállítása



\*Others\* includes the remaining producers (see Table 1.21).

URANIUM 2018: RESOURCES, PRODUCTION AND DEMAND, NEA No. 7413, © OECD 2018

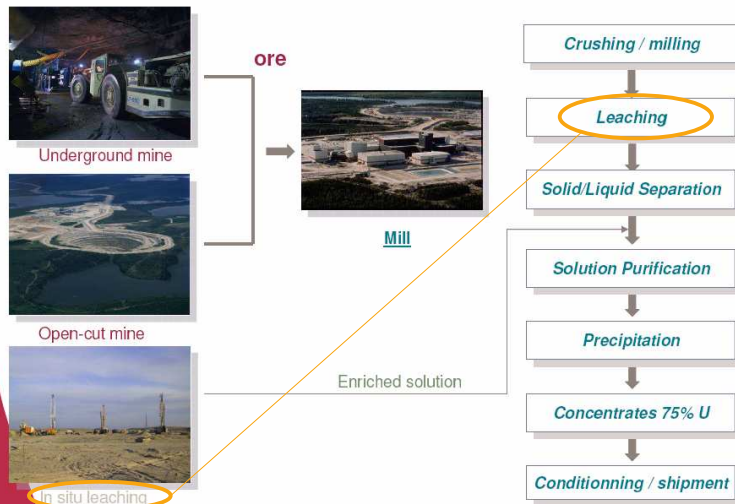
Figure 1.5. Uranium production in 2016: 62 071 tU



\* NEA/IAEA estimate.

## Finomítás és átalakítás

### From Ore to Concentrates



KoNET, ÚA ciklus

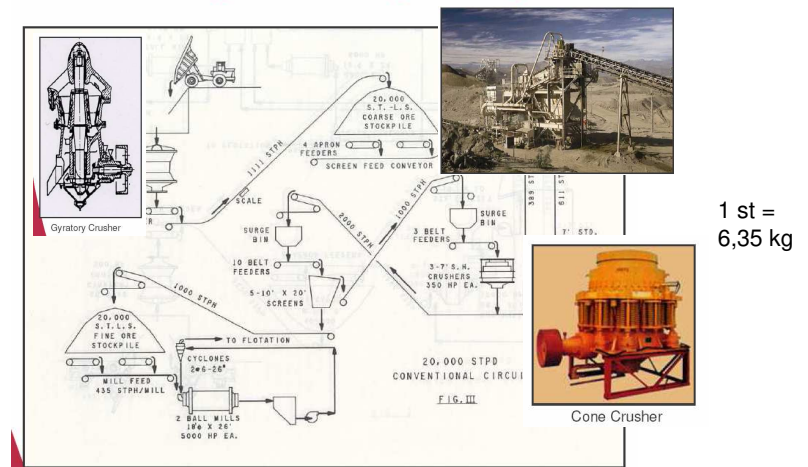
Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

21

## Finomítás és átalakítás

Bányászat után megőrlik az érc tartalmú kőzetet speciális malmokban, az őrleményt szükség szerint vízzel keverik, hogy jobban mozogjon az őrlés közben

### Typical Crushing/Grinding Circuit



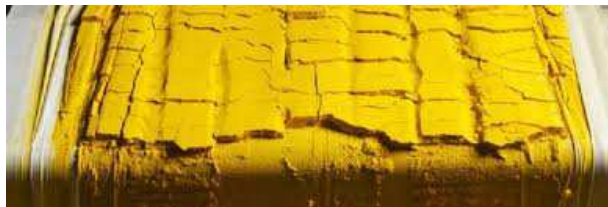
KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

22

## Finomítás és koncentráálás

- Az **őrlemény** kénsavas ( $H_2SO_4$ ), nátrium-karbonátos ( $Na_2CO_3$ ) **feloldása**
  - + sósav,  $NaCl$ ,  $MnO_2$ , stb.
- A kőzet anyagának **leszűrése**
- urán-oxid ( $U_3O_8$ ) **kicsapatása** lúggal
  - sárgás színű por
- Pogácsákká **sajtolás**: yellow cake (érc koncentrátum)



KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

23

## Átalakítás: érc koncentrátumból $UO_3$

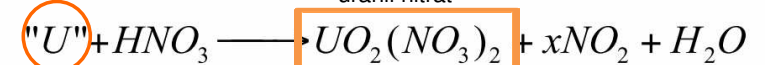
### Step 1: Dissolution

#### Feloldás



$U_3O_8$  feloldása salétromsavban

uranil nitrát



#### Uranates dissolution:



#### Oxides Dissolution:



KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

24

## Átalakítás: érc koncentrátumból $UO_3$

### Step 2 : Purification

#### Complex formation:



#### Reversible reaction

#### Extraction :

aqueous phase to organic phase

#### Wash of solvent with pure uranium nitrate

#### Ré-extraction :

organic phase to aqueous phase

#### Concentration :

evaporation up to 370 gU/L

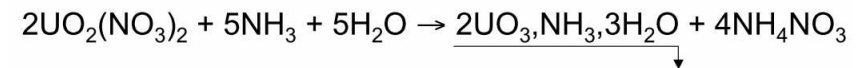
### Tisztítás

Az uranyl nitrát tisztítása  
tributil-foszfáttal (TBP)

## Átalakítás: érc koncentrátumból $UO_3$

### Step 3 : Precipitation

#### Precipitation :



#### Precipitation is exothermic

#### Filtration on a vacuum rotating filter

Solid liquid separation of ADU

#### Drying and calcination



Drying : 300 - 350°C

Calcination : 450°C

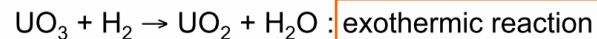


## Átalakítás: hidro-fluorozás 1: $UF_4$

### Step 4 : Hydro fluorination

az  $UO_3$ -at redukálni kell hidrogén jelenlétében

#### Reduction :

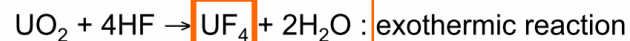


#### Production of $H_2$ with thermal $NH_3$ cracking



majd ezt hidro-fluorizálni

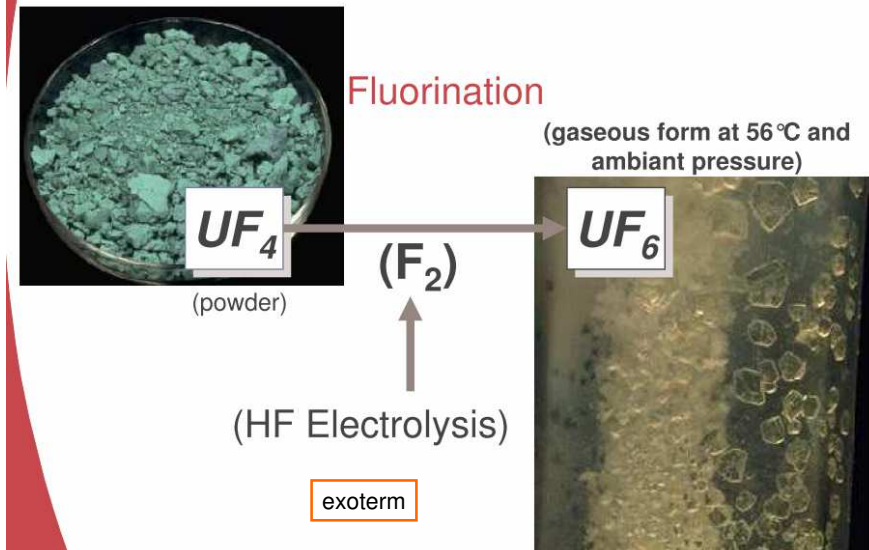
#### Hydro fluorination



ez az alapanyaga az elemi fluor  
segítségével történő  $UF_6$  előállításának



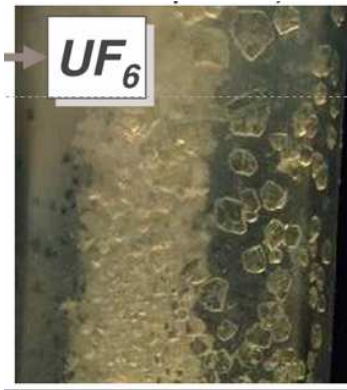
## Átalakítás: hidro-fluorozás 2: $UF_6$



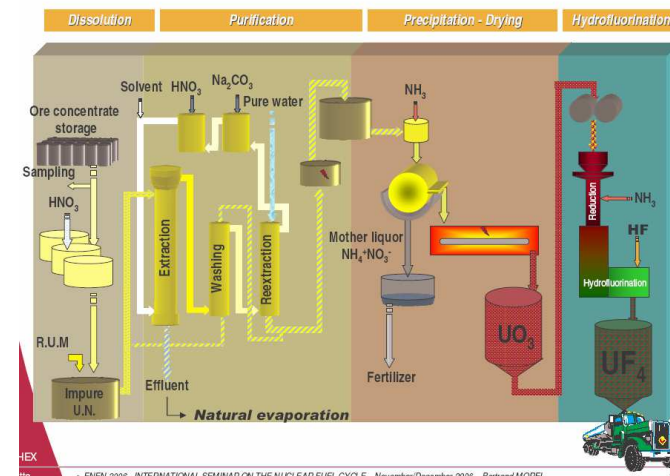


# Átalakítás: hidro-fluorozás 2: UF<sub>6</sub>

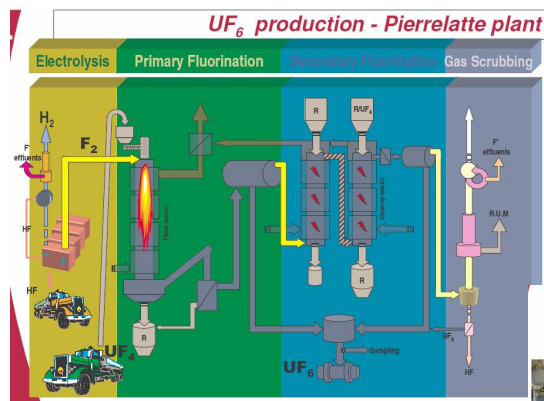
- A természetes fluornak csak egyetlen izotópja létezik: F-19
- az UF<sub>6</sub> molekulák tömege csak amiatt térhet el egymástól, hogy bennük U-235 vagy U-238 izotóp van.



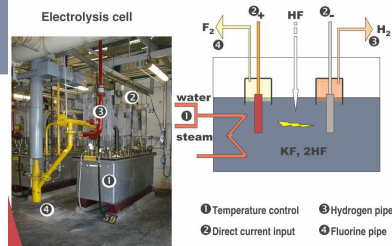
# Átalakítás



# Átalakítás



Fluorine production - Electrolysis cell



# Átalakítás

- Potenciális veszélyforrások:
  - az oldószer leválasztáskor a radioaktív leányelemek többsége kiválasztódik, így a dózisok alacsonyak
  - **legjelentősebb veszélyforrás vegyi jellegű a HF kezelésekor, valamint az UF<sub>6</sub> kibocsátásának kockázata.** Ekkor szintén keletkezhet HF, ha a levegő nedvességtartalmával érintkezik
- A veszélyforrások alapvetően vegyi jellegűek

## Átalakítás

(\*)

- Radiológiai kockázatok
  - belső: uránvegyületek szervezetbe kerülése
    - urán tartalmú porok lenyelése vagy belélegzése: UOC, UO<sub>3</sub>, UO<sub>2</sub>, UF<sub>4</sub>
  - külső (alacsony): azoknál a folyamatoknál, ahol a leányelemek koncentrálnak
- ALARP elv
  - személyi kontaktusok minimalizálása
  - műveletek zárt térben
  - légzésvédelem
  - zsilipelő helyiségek a védőruházat lemosására/tisztítására

## Átalakítás

(\*)

- ALARP elv
  - személyi dózismérők a külső dózis monitorozására
  - levegő mintavételezés a belső dózis becslésére
  - vizeletvizsgálat
  - egészségtest monitorozás
- UF<sub>6</sub> víz környezetben nagyon reaktív (>56°C)
  - tárolás hordókban
  - lehetőség szerint átalakítás por alakú UF<sub>4</sub> formára

## Átalakítás

(\*)

- Vegyi veszélyek
  - Fluor erősen toxikus
    - az előállítási lépés gyorsan leállítható
  - Az erősen reaktív és robbanékony klór-trifluorid alkalmazását régen beszüntették
- További potenciális veszélyforrások
  - magnézium, hidrogén, salétromsav
- Hulladékkezelés
  - vizes hulladékáram: Th-230,232 (α),234, Pa-234 (β)
  - hígítás, tisztítás után visszajuttatható a környezetbe

## Konverziós üzemek a világon

(\*)

World Primary Conversion Capacity

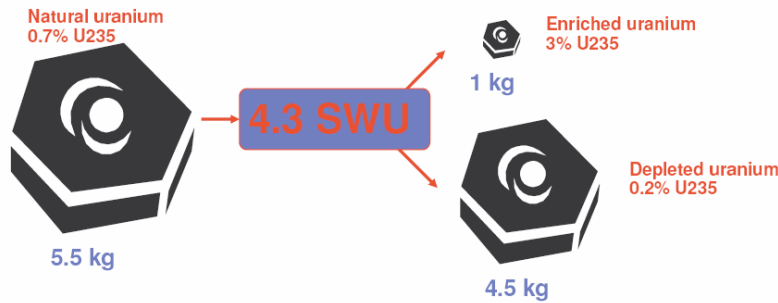
Company	Location	Nameplate capacity (tonnes U/yr as UF <sub>6</sub> )	Approx capacity utilisation	Capacity utilisation tU/yr
Cameco	Port Hope, Canada	12,500	50%	6250
TVEL (Rosatom)	SGCE Seversk, Russia	18,000	100% assumed	18,000
Areva	Pierrelatte, France	15,000	70%	10,500
ConverDyn	Metropolis, USA	7000	100%	7000
GNNC	Lanzhou, China*	5000	80%	4000
IPEN	Brazil	100	70%	70
<b>World Total</b>		<b>57,600</b>		<b>45,820</b>

World Nuclear Association *Nuclear Fuel Report 2017*; World Nuclear Association information paper on [China's Nuclear Fuel Cycle](#).

\* Information on China's conversion capacity is uncertain. An additional 9000 t/yr plant is reported to be under construction at Lanzhou, as well as a 3000 tU/yr plant at Hengyang in Hunan.

<http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Conversion-Enrichment-and-Fabrication/Conversion-and-Deconversion/>

## Dúsítás



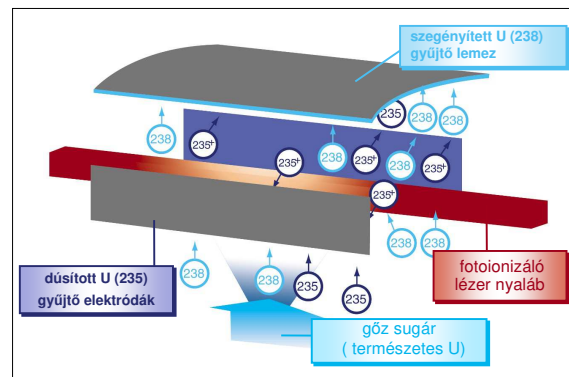
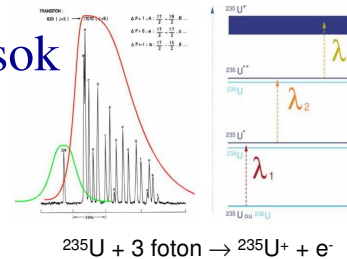
- One 900 MWe LWR : 23 t/y of 3% enriched U
- One 900 MWe LWR : 100 000 kgSWU/y = 100 tSWU/y
- France : ≈ 50 LWR : 5 million kgSWU/y = 5000 tSWU/y

## Dúsítás

- Szelektív eljárások
  - (elvben) csak a U-235 izotópot választja el (ki)
  - visszakeveredés ront(hat)ja a szelekciót
  - csak pár fokozat szükséges
  - ICR, AVLIS, SILEX, stb.

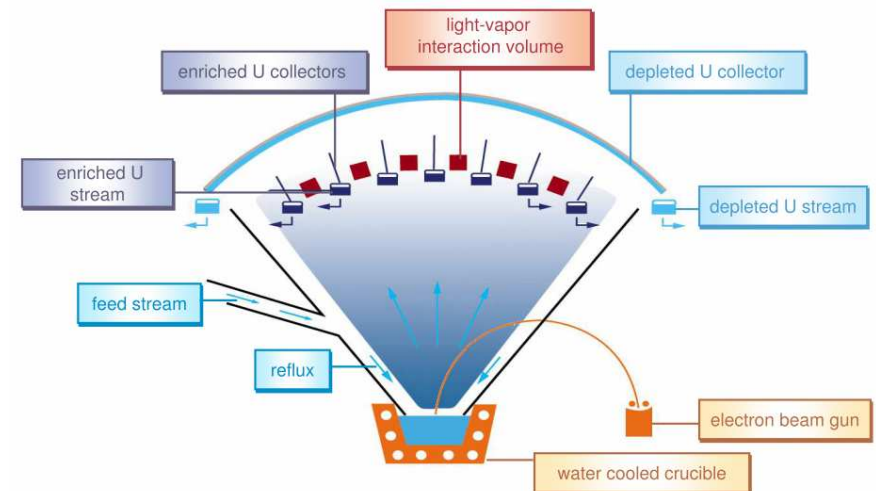
## Dúsítás – szelektív eljárások

- AVLIS (Atomic Vapor Laser Isotope Separation)
  - U-235 és U-238 másképp nyel el fotonokat
  - megfelelő hullámhossz(ak) előállításával szelektíven ionizálható az U-235
  - ionizált 235-öt elektródákra kigyűjtik
  - semleges 238 egy felfogólemezzen lerakódik



## Dúsítás – szelektív eljárások

- AVLIS (Atomic Vapor Laser Isotope Separation)



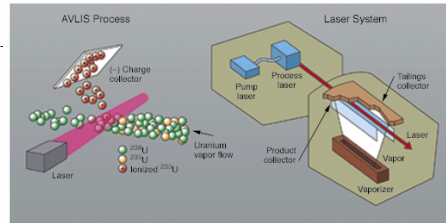


# Dúsítás – szelektív eljárások

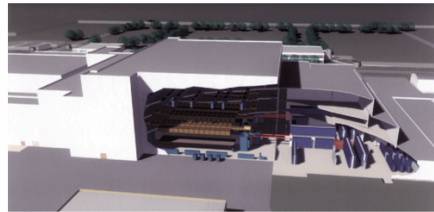
## • AVLIS (Atomic Vapor Laser Isotope Separation)



The separator demonstration facility at Lawrence Livermore's laser isotope separation (LIS) pilot plant tested full-scale equipment. One of three separator units shown for enriching uranium was operational for demonstrations. Also visible are beam tubes for transporting precisely tuned laser light to the separator units.



In the laser system used for the LIS uranium enrichment process (right), electrons from the <sup>235</sup>U atoms are separated (left), leaving positively charged <sup>235</sup>U ions that can be easily collected for use.



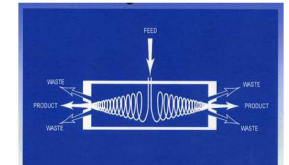
An engineering drawing of a commercial uranium enrichment plant using LIS technology. The cutaway shows banks of separators on the left, lasers on the right, and beam tubes (red) connecting the two systems.

<https://str.llnl.gov/str/Hargrove.html>

# Dúsítás – statisztikus eljárások

## • Statisztikus eljárások

- kis dúsítási hatás (egy lépésben), csak a relatív magtömeg-eltérés játszik szerepet
- minél könnyebb az elválasztani kívánt izotóp, annál nagyobb a szeparáció valószínűsége
- 234/235: kis szelektivitás, 235/238: jobb szelektivitás
- sok lépést kell egymás után kapcsolni
- gázdifúzió, gázcentrifuga, vortex, stb.



# Dúsítási kaszkád

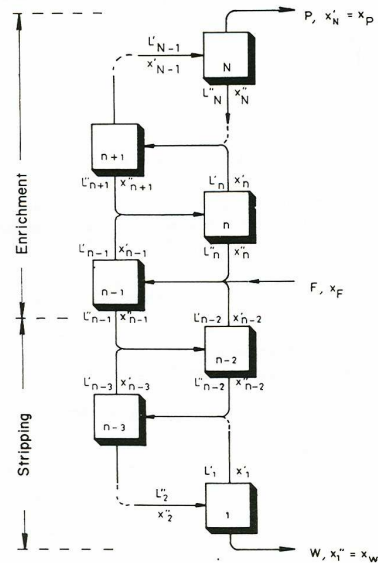
## Dúsítási kaszkád

- Szintek (lépések) – sorban egymás után – dúsítás mértéke
- Cellák – párhuzamosan – dúsított anyag mennyisége
- Feed – betöltött anyagáram, Product – dúsított áram, Waste – szegényített áram
- Ideális kaszkád:  $x'_{n-1} = x''_{n+1}$

azaz eltérő koncentrációk nem keverednek

- $x'$ : dúsított koncentráció
- $x''$ : szegényített koncentráció

cél:  $L_i$  szintek közötti áram minimalizálása



# Dúsítási kaszkád

Izotóparány

dúsítás után:  $\zeta'$  előtt (szegényített):  $\zeta''$

Szeparációs tényező

$$\alpha = \zeta' / \zeta'' = [x' / (1 - x')] / [x'' / (1 - x'')]$$

Dúsítási tényező  $\alpha - 1$

Feed = Product + Waste [mol] v. [kg], stb.

$$F = P + W$$

$$F x_F = P x_P + W x_W$$

$$F = P (x_P - x_W) / (x_F - x_W)$$

$$W = P (x_P - x_F) / (x_F - x_W)$$

# Dúsítási kaszkád (\*)

(\*)

Dúsítási szintek minimális száma:

$$N_p \ln \alpha = \ln \left[ \frac{x_p(1-x_F)}{x_F(1-x_p)} \right]$$

Szegényítési szintek minimális száma:

$$N_w \ln \alpha = \ln \left[ \frac{x_F(1-x_w)}{x_w(1-x_F)} \right]$$

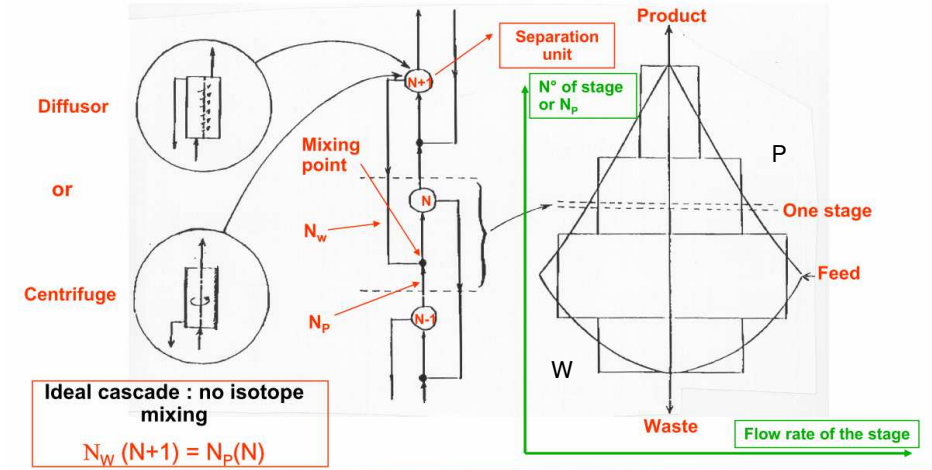
Ideális kaszkád szintjeinek száma:

$$N_{ideal} = 2N - 1$$

A szükséges áram  $x_i$  koncentrációjánál:

$$L_i = 2P(x_p - x_i) / [(\alpha - 1)x_i(1 - x_i)]$$

# Dúsítási kaszkád



# Separative Work Unit

- Separative Power of a Plant :

$$\Delta U = P \cdot V(N_p) + W \cdot V(N_w) - F \cdot V(N_f)$$

$V(N) = \text{value function}$

- $\Delta U/F$  independent of the feed assay ( $\partial(\Delta U/F) / \partial N_f = 0$ )
- Take into account the laws of mass conservation :

$$F = P + W$$

$$F N_f = P N_p + W N_w$$

- Approximation for a small separation work :

$$V(N) = (2N-1) \cdot \ln[N/(1-N)]$$

$$NA \Rightarrow P=1\text{kg}; N_p=3\%; W=4.5\text{kg}; N_w=0.2\%; F=5.5\text{kg}; N_f=0.71\% \Rightarrow \Delta U= 4.3 \text{ SWU/year}$$

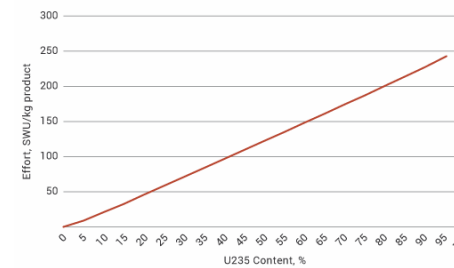
$m_0$  [kg] adott  $N_0$  [%] dúsítású uránból (pl. természetes ércből) mennyi

$M_d$  [kg] tömegű  $N_d$  [%] dúsítású uránt akarunk előállítani, ha a szegényített urán dúsítása

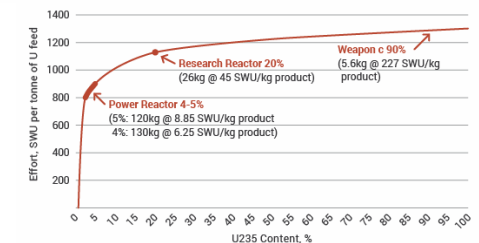
$N_{sz}$  [%]. Ehhez kell  $\Delta U$ -nyi szeparatív munka [SWU].  $\Delta U = f(m_0, N_0, M_d, N_d, N_{sz})$

# Separative Work Unit

Uranium Enrichment



Uranium Enrichment and Uses



# Dúsítás - gázcentrifuga

## • Gázcentrifuga (ultracentrifuga)

- transposition

- typical radius:

$$r \sim 10 \text{ cm}$$

- centrifugal acceleration:

$$\gamma = \Omega^2 r \sim 10^6 g$$

- orders of magnitude

- angular velocity:

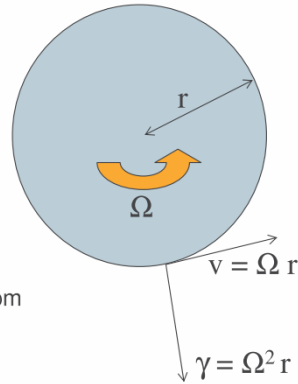
$$\Omega \sim 3 \cdot 10^4 \text{ rad/s} \sim 3 \cdot 10^5 \text{ rpm}$$

- peripheral velocity:

$$v = \Omega r \sim 3000 \text{ m/s}$$

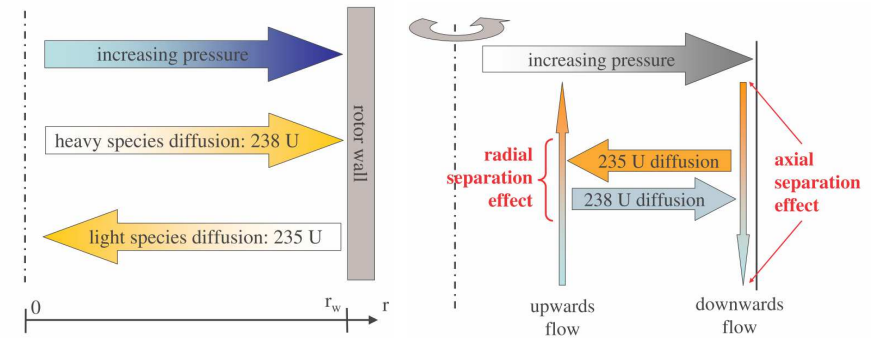
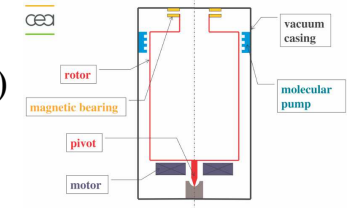
- existing materials

$$v = \Omega r < \sim 700 \text{ m/s}$$



# Dúsítás - gázcentrifuga

## • Gázcentrifuga (ultracentrifuga)

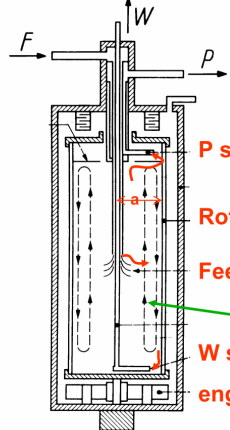


# Dúsítás - gázcentrifuga

## Gas centrifuge



Centrifuge acceleration is > 500 000g



- Equilibrium of the rotating gas :

$$n(r) = n_0 \cdot \exp(M\omega^2 r^2 / 2kT)$$

- Separation effect :

$$\alpha = \exp((M_S - M_B)\omega^2(a^2 - r^2) / 2kT)$$

- Example :

$$\omega a = 800 \text{ m/s}, T = 300 \text{ K}, r = 0.7a$$

$$\alpha = 1.23$$

D : diffusion factor  
 rho : gas density

$$\Delta U = D\rho \left( \frac{\Delta M}{2RT} \right)^2 v^4 Z$$

# Dúsítás - gázcentrifuga

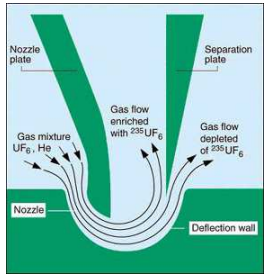




# Dúsítás – gázfűvóka, vortex

Becker sugárfűvóka  
(E. W. Becker, Németo.)

Vortex

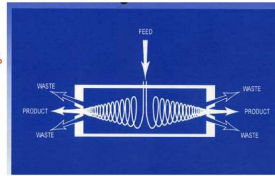


Enrichment is achieved under pressurized conditions by centrifugal means in a stationary wall centrifuge

1975-1990  $\Rightarrow \alpha = 1.03, \theta = 5\%$

Sept 2003  $\Rightarrow \alpha = 1.15-1.2, \theta = 25\%$

Improvements:  
- Asymmetric Vortex tube system  
- Multi-stream extraction system  
- Simplified Nozzle configuration

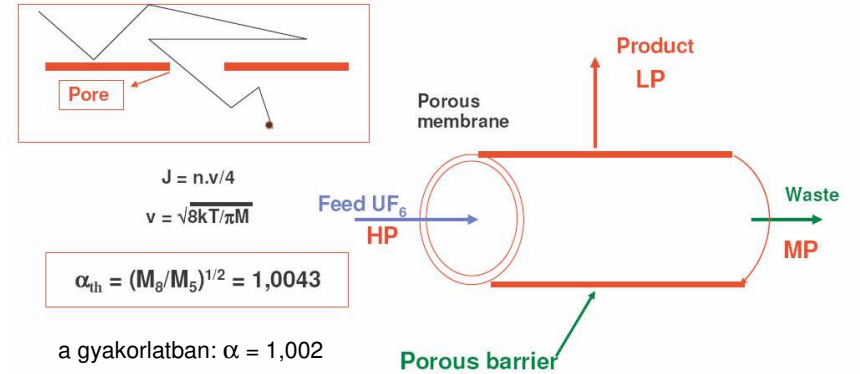


$\alpha = 1.01-1.03$

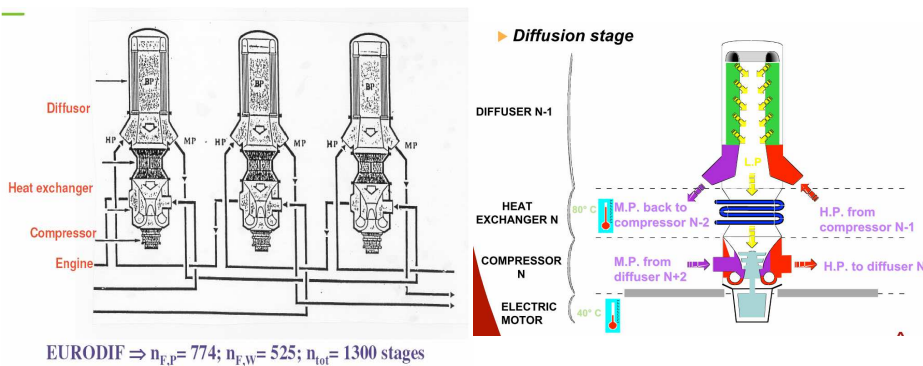
“álló falú” centrifuga

# Dúsítás - diffúzió

## Gaseous diffusion : the principle

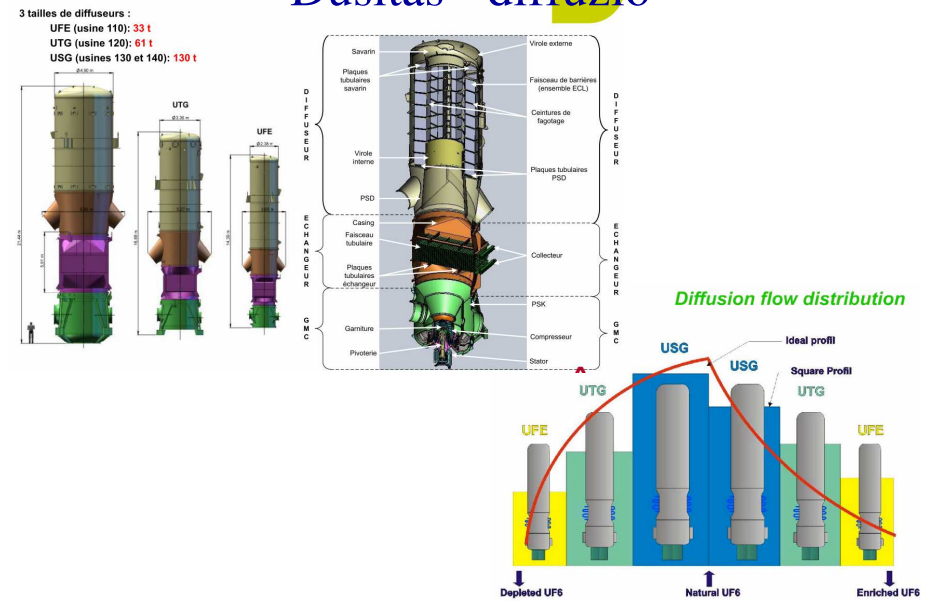


# Dúsítás - diffúzió



EURODIF  $\Rightarrow n_{F,p} = 774; n_{F,w} = 525; n_{tot} = 1300$  stages

# Dúsítás - diffúzió



## Dúsítás - diffúzió



KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

57

## Dúsítás - diffúzió

### EURODIF - Georges Besse

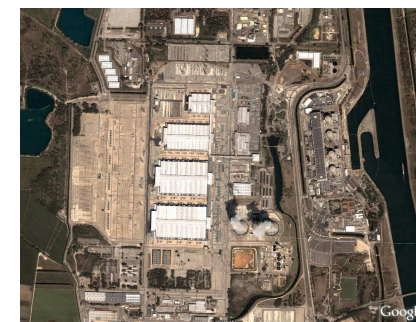
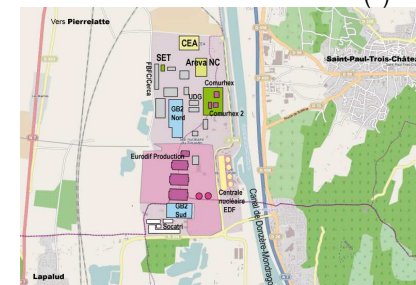
- 10,8 millió SWU/év
- 20 fokozat egy csoportban, 70 csoport = 1400 fokozat
- folyamatos 24 órás napi üzem
- 3000 MW villamosenergia-igény - Tricastin 1-4 (3660 MW)
- hűtőtornyok a magas nyomású UF<sub>6</sub> hűtéséhez
- hőhasznosítás: ipari és lakossági távfűtés (krokodilfarm)

TRICASTIN-1	PWR	915 MW	1980/05/31
TRICASTIN-2	PWR	915 MW	1980/08/07
TRICASTIN-3	PWR	915 MW	1981/02/10
TRICASTIN-4	PWR	915 MW	1981/06/12

KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

(\*)



58

## Dúsítás

- Gázdifúzió
  - folyamatos üzem éveken keresztül
  - azoknál a berendezéselemeknél, ahol UF<sub>6</sub> jelen van, minimalizálni kell a karbantartási műveleteket, különösen a magas dúsítású egységeknél (a dózis jelentős lehet)
  - magas nyomás és hőmérséklet
  - nagy teljesítményű szivattyúk – vibrációk, szivárgások, rotorhibák
  - UF<sub>6</sub> kibocsátás

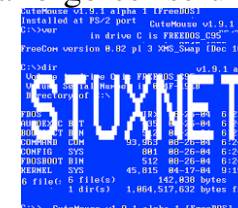
KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

59

## Dúsítás

- Gázcentrifuga (ultracentrifuga)
  - nagy sebességű centrifugák
    - 20 000-25 000 rpm
    - kerületi sebesség: több száz m/s
    - alacsony nyomás (vákuum)
  - rezgések, szivárgások, srappelvek, a forgórész sérülése
  - UF<sub>6</sub> kibocsátás
  - STUXNET...



olvasnivaló: <http://nuklearis.hu/nukleon/stuxnet-virus-es-az-irani-atomprogram>

KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

60

## Dúsítás

### • UF<sub>6</sub> (hex) veszélyei

- minden fémmel reagál
- szerves anyagokkal hevesen (robbanásszerűen) reagál, hidrogén-fluorid keletkezik
- vízzel reagálva erősen korrozív és toxikus hidrogén-fluorid gázt képez + szilárd, toxikus U vegyületeket
- tárolás a legnehezebb probléma
  - rozsdamentes acél, réz/nikkel ötvözetek (védőréteg)
- a berendezéseknek szivárgásmentesnek kell lenniük
- víz, levegő, pára nem érintkezhet a közeggel
- szobahőmérsékleten UF<sub>6</sub> szilárd

## Dúsítás

### • Kritikusság kockázata

- centrifugák esetén nem számottevő
  - viszont a dúsítóüzem más egységeiben oda kell rá figyelni
- diffúziós üzemekben potenciális kockázat

## Dúsítók a világon

(\*)

World enrichment capacity – operational and planned (thousand SWU/yr)

Country	Company and plant	2013	2015	2020
France	Areva, Georges Besse I & II	5500	7000	7500
Germany-Netherlands-UK	Urenco: Gronau, Germany; Almelo, Netherlands; Capenhurst, UK.	14,200	14,400	14,900
Japan	JNFL, Rokkaasho	75	75	75
USA	USEC, Piketon	0*	0	0
USA	Urenco, New Mexico	3500	4700	4700
USA	Areva, Idaho Falls	0	0	0
USA	Global Laser Enrichment, Paducah	0	0	0
Russia	Tenex: Angarsk, Novouralsk, Zelenogorsk, Seversk	26,000	26,578	28,663
China	CNNC, Hanzhun & Lanzhou	2200	5760	10,700+
Other	Various: Argentina, Brazil, India, Pakistan, Iran	75	100	170
	<b>Total SWU/yr approx</b>	<b>51,550</b>	<b>58,600</b>	<b>66,700</b>
	Requirements (WNA reference scenario)	49,154	47,285	57,456

Source: World Nuclear Association *Nuclear Fuel Report 2013 & 2105*, information paper on [China's Nuclear Fuel Cycle](#), Areva [2014 Reference Document](#) for most 2013 figures.

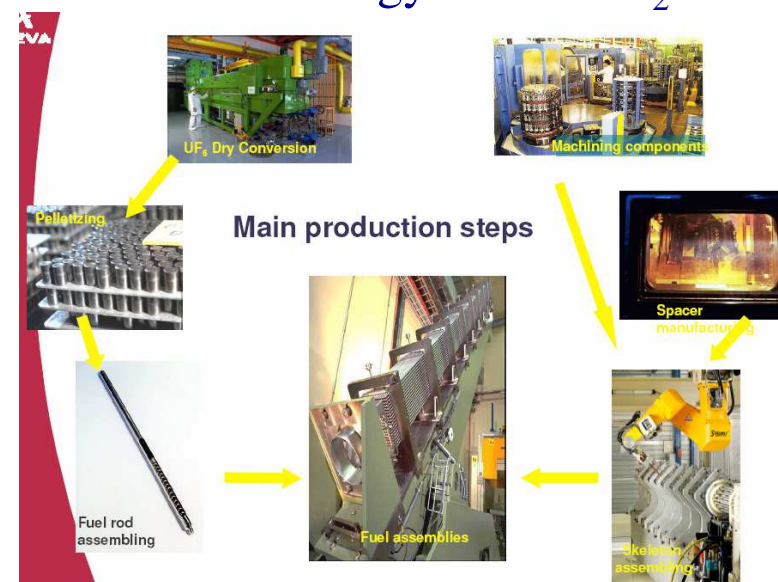
\* Diffusion, closed mid-2013, US centrifuge proposed.

'Other' includes Resende in Brazil, Rattehallib in India and Natanz in Iran. At end of 2012 Iran had about 9000 SWU/yr capacity operating, according to ISIS and other estimates.

The Euratom Supply Agency [Annual Report 2014](#) estimated world nameplate capacity at 56 million SWU, Russia 28 million SWU, Urenco 18.1 million SWU and Areva 7.5 million SWU.

<https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/conversion-enrichment-and-fabrication/uranium-enrichment.aspx>

## Fűtőelemgyártás – UO<sub>2</sub>





## Fűtőelemgyártás – UO<sub>2</sub>

- Kompaktálás, alakformálás
- Szinterelés
  - UO<sub>2</sub> olvadáspont: 2840 °C
  - por UO<sub>2</sub> préselése pasztillákká magas, de az olvadáspontnál alacsonyabb hőmérsékleten
    - magas hőmérséklet
    - levegő vagy védőgáz (pl. H, O, CO<sub>2</sub>) atmoszférában
  - magas hőmérsékleten
    - 1700-1800 °C, ~10 órán keresztül
  - „alacsony” hőmérsékleten
    - két lépésben
      - 1200 °C-on, majd
      - 1400 °C-on, eltérő atmoszférában
- Fűtőelem szerelés

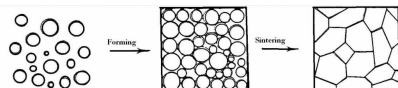


Fig. 01 UO<sub>2</sub> sintering furnace

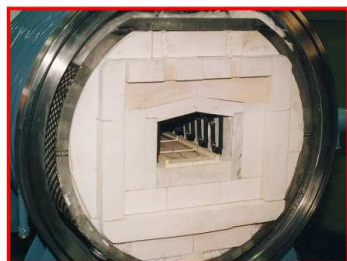
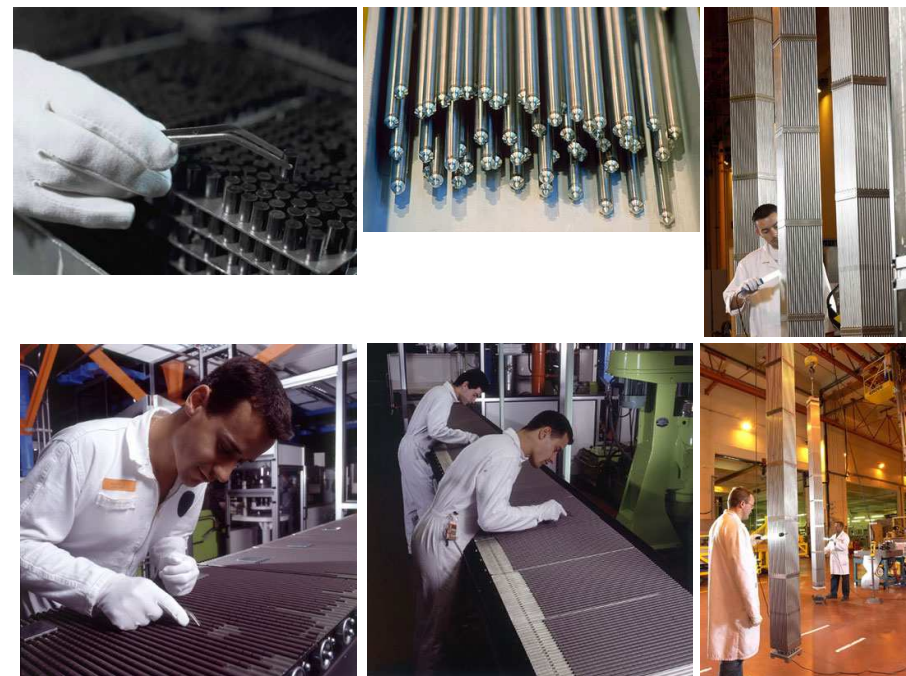


Fig. 03 MOX furnace sintering module



## Fűtőelemgyártás

(\*)

- Fűtőelemgyár potenciális veszélyforrásai
  - tűz, robbanás, UF<sub>6</sub> kibocsátás, kritikusság
  - külső események: áradás, földrengés, repülőgép rázuhanás
- Üzemen belüli baleseti eshetőségek:
  - csővezeték törése vagy szelep meghibásodása olyan rendszerenél, ahol magas hőmérsékletű UF<sub>6</sub> tartalmú tartály van: UF<sub>6</sub> kibocsátás
  - kritikusság
  - szinterelő kemence robbanása

## Fűtőelemgyártás

- Személyi kockázatok
  - finom urán-oxid szemcsék belélegzése
  - külső többletdózis üzemanyag vizsgálatkor és tároláskor



# Fűtőelemgyártás

## Kritikusság

- a fűtőelemgyárak többségében az alacsony dúsítási szintű (1-3-5%) uránt száraz körülmények között kezelik → inherens biztonság (nincs moderátor)
- azoknál a lépéseknél, ahol hidrogén tartalmú fluidokat alkalmaznak: felügyelt tömeg, geometria szükséges, fix neutron abszorberek alkalmazhatók
- helyi magas dózisosk előfordulhatnak
- telephelyen kívüli dózisterhelés nagyon kis valószínűségű

# Üzemanyaggyárak a világon (\*)

Table 2: World PHWR fuel fabrication capacity, tonnes/yr

	Fabricator	Location	Rod/Assembly
Argentina	CONUAR	Cordoba & Elizeta	160
Canada	Cameco	Port Hope	1200
	GNF-Canada	Peterborough	1500
China	CNNC China Northern	Baotou	200
India	DAE Nuclear Fuel Complex	Hyderabad	850
Pakistan	PAEC	Chashma	20
Korea	KEPCO	Taejeon	400
Romania	SNN	Pitesti	240
<b>Total</b>			<b>4,570</b>

Source: World Nuclear Association Nuclear Fuel Report 2017, table 8.5, from IAEA

Table 3: World MOX fuel fabrication capacity, tonnes/yr

	Fabricator	Location	Pelletising	Rod/assembly
France	Areva NC	Marcoule	195	195
India	DAE Nuclear Fuel Complex	Tarapur	50	50
Japan	JAEA	Tokai-Mura	5	5
	JNFL	Rokkasho-Mura*	130	130
Russia	MCC	Zheleznogorsk	60	60
<b>Total</b>			<b>440</b>	<b>440</b>

\* Operational by 2022

Source: World Nuclear Association Nuclear Fuel Report 2017, Table 8.7, updated

Table 1: World LWR fuel fabrication capacity, tonnes/yr

	Fabricator	Location	Conversion	Pelletizing	Rod/assembly
Brazil	INB	Resende	160	160	240
China	Yibin	Yibin	400	400	800
	CNNC	Baotou	600	600	600
France	AREVA NP-FBFC	Romans	1800	1400	1400
Germany	AREVA NP-ANF	Lingen	800	650	650
India	DAE Nuclear Fuel Complex	Hyderabad	48	48	48
	NFI (PWR)	Kumatori	0	360	284
	NFI (BWR)	Tokai-Mura	0	250	250
Japan	Mitsubishi Nuclear Fuel	Tokai-Mura	450	440	440
	Global Nuclear Fuel - Japan	Karihama	0	750	750
Kazakhstan	Ulba	Ust-Kamenogorsk	2000	2000	0
Korea	KNFC	Daejeon	700	700	700
Russia	TVEL-MSZ*	Elektrostal	1500	1500	1560
	TVEL-NCCP	Novosibirsk	450	1200	1200
Spain	ENUSA	Juzbado	0	500	500
Sweden	Westinghouse AB	Västerås	600	600	600
UK	Westinghouse**	Springfields	950	600	360
	AREVA Inc	Richland	1200	1200	1200
USA	Global Nuclear Fuel - Americas	Wilmington	1200	1000	1000
	Westinghouse	Columbia	1500	1500	1500
<b>Total</b>			<b>14,358</b>	<b>15,818</b>	<b>14,582</b>

\* Includes approx. 220 tHM for RBMK reactors

\*\* Includes approx. 200 tHM for AGR reactors

Source: World Nuclear Association Nuclear Fuel Report 2017, table 8.1.

NB the above figures are about 40% above operational capacities, which meet demand

<https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/conversion-enrichment-and-fabrication/fuel-fabrication.aspx>

KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

70

KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

69

# Tokai Mura kritikussági baleset (\*)

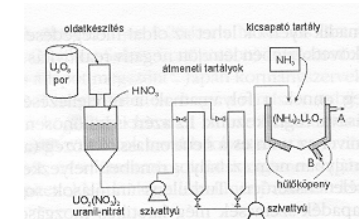
- 1999. szeptember 30.
- Tokai Mura, kísérleti uránfeldolgozó üzem
  - Japan Nuclear Fuel Conversion Co. (JCO)
  - kis mennyiségben kísérleti céllal különböző dúsítású  $UO_2$  előállítás
  - általában kis dúsítás (5%)
  - alkalmanként közepes dúsítás is: 18-20%
  - ugyanazokkal a berendezésekkel
  - alapvetően nem voltak felkészülve kritikussági balesetre
    - a technológia helyes használata elvileg kizárta azt
  - nem megfelelő biológiai védelem
  - emberi hiba: eltérés az előírt technológiától
  - balesetelhárítási intézkedési terv hiánya



JCO Tokai Mura telephely

# Tokai Mura kritikussági baleset (\*)

- Normál technológia
  - kis tartályban uránoxid feloldása salétromsavban
    - A tartály mérete és a feltöltés üteme biztosítja, hogy a 2,4 kg urántartalmat ne léphessék túl
  - az oldatot 18 cm átmérőjű átmeneti tartályokba szivattyúzzák, levegővel történő átbuborékolattal folyamatosan keverik
    - a tartályok geometriája (kis átmérő, magas, nagy felület) biztosítja, hogy akkor sem jöhet létre bennük láncreakció, ha teljesen tele vannak
  - kicsapató tartály
    - ezt nem tervezték kritikussági balesetre (az előző két lépés elvileg biztosítja az urán mennyiségének korlátozását)
    - hűtés céljából víz köpeny!
  - az ammónium-diuranátot hevítéssel végül  $U_3O_8$  porrá alakítják vissza



Az előírások szerinti technológiai kapcsolás és műveleti sorrend

KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

71

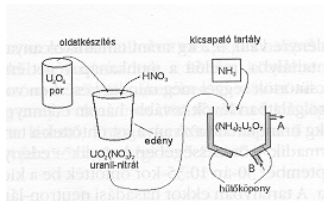
KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

72

# Tokai Mura kritikussági baleset (\*)

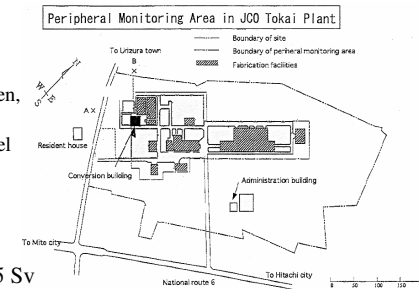
- A balesethez vezető hibás eljárás
  - **hatósági engedély nélkül, a felső vezetés utasítására megváltoztatták a technológiai eljárást:**
  - az  $U_3O_8$  port egy körülbelül 10 literes nyitott edényben kell salétromsavban feloldani
  - egy szivattyú segítségével kerül az oldat a keverő-ülepítő oszlopokba
  - tömegméréssel ellenőrizni kell az  $U_3O_8$  mennyiségét (2,4 kg korlát!)
  - három ilyen edényre való oldatot szabad az átmeneti tartályokba szivattyúzni
- A baleset
  - 18,8% dúsítás!
  - csúszás miatt utasítás:
    - több anyagot adagoljanak egyszerre, a keverését ne a különálló tartályban végezzék, hanem a kicsapató tartályban
  - 4 edényre való, 9,2 kg uránt tartalmazó anyagot öntöttek a tartályba
  - másnap reggel még mindig késésben voltak: további három edénnyel, mintegy 6,9 kg uránt tartalmazó anyagot öntöttek a tartályba, a harmadik után beindult a
    - **láncreakció**



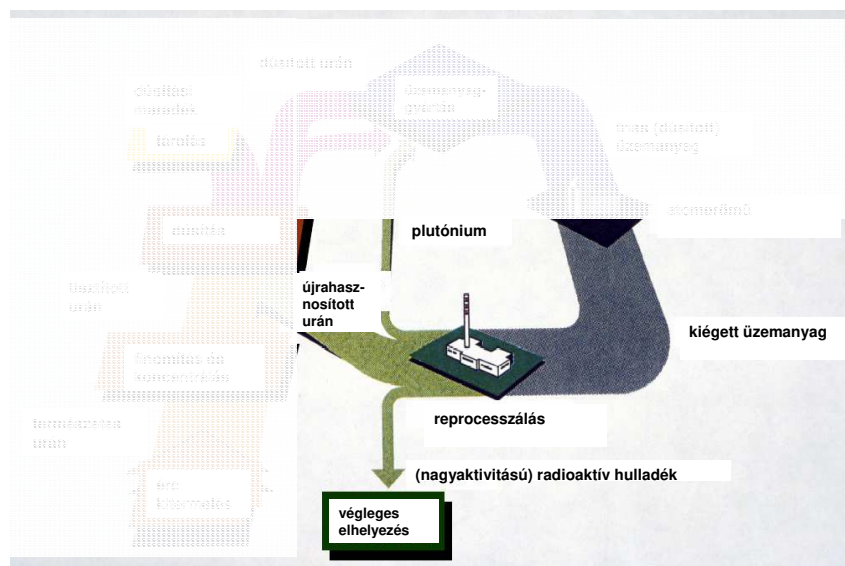
A szabálytalanul alkalmazott műveleti sorrend

# Tokai Mura kritikussági baleset (\*)

- láncreakció 17 órán keresztül
  - valószínűleg pulzált
  - víz köpeny szerepe
    - gyors neutronok termalizálódtak a köpenyben, visszadiffundáltak a tartályba
    - láncreakció leállítására a köpeny leeresztésével
- neutrondetektorok hiánya
- INES 4
  - 3 fő egésztest dózisosok: 10-20 Sv, 6-10 Sv, 5 Sv
    - két haláleset
  - 56 fő ~23 mSv, többi ez alatt, összesen 436 főt vizsgáltak
  - korlátozott környezeti kibocsátás (nemesgázok, jó)
  - a telephely kerítésénél a balesetkor 0,84 mSv/h dózisteljesítmény
  - kitelepítés az érintett épület 350 m sugarú körében, két nap után visszatérhettek
  - **alapvetően emberi mulasztás**



## Back end

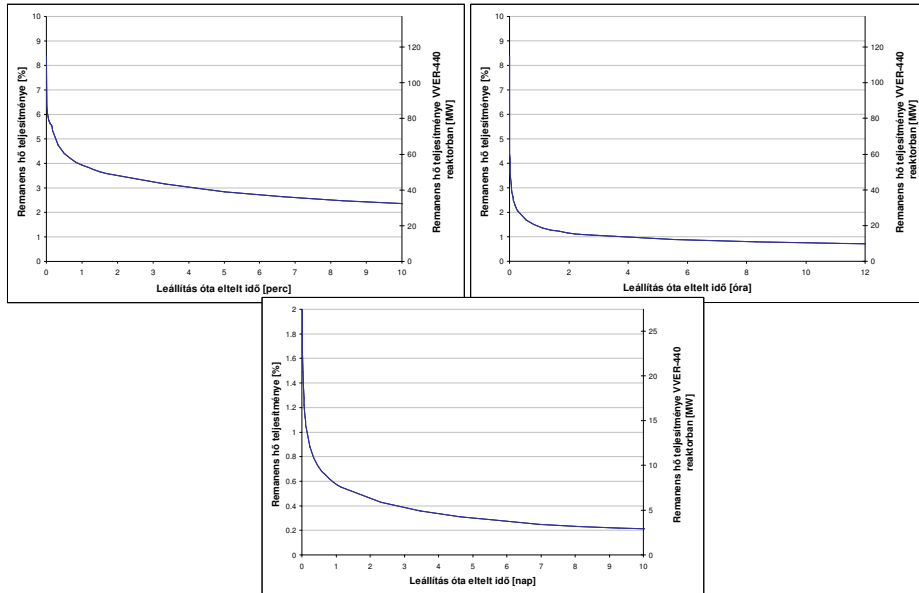


## Kiégett üzemanyag átmeneti tárolása

### Remanens hő!!

- Pihentetés – pihentető medence
- Átmeneti tárolás
  - Atomerőművi telephelyen
  - Dedikált tárolóban, atomerőművön kívül
  - Nedves tárolás: medence
  - Száraz tárolás: konténerok, caskok, aknák
- Szállítás
  - kettős célú caskok: szállítás és tárolás

# Remanens hő a reaktor leállítása után

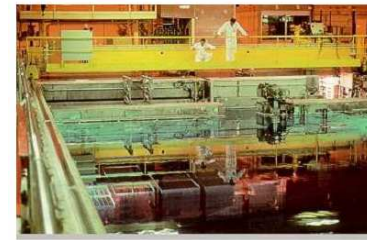
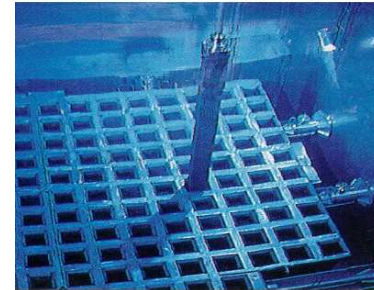


KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

77

# Kiégett üzemanyag átmenti tárolása



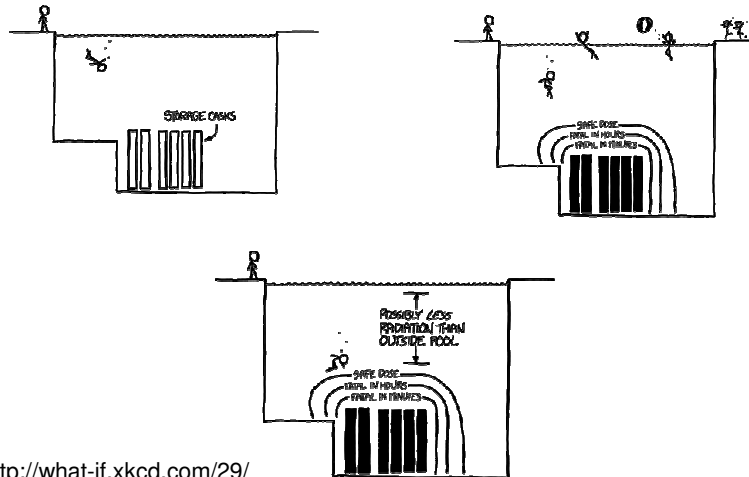
KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

78

# Medencés tárolás (\*)

What if I took a swim in a typical spent nuclear fuel pool? Would I need to dive to actually experience a fatal amount of radiation? How long could I stay safely at the surface?



<http://what-if.xkcd.com/29/>

KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

79

# Medencés átmeneti tárolás

- Medencés tárolás biztonsági kérdései

Table 6.1. Comparison of conditions for water reactor fuel

Parameter	In-reactor	In-pool
Fuel temperature (°C) (peak centreline)	1 200-1 700	100
Water temperature (°C)		
BWR	270-300	20-50
PWR	320-340	20-50
Cladding inside surface temperature (°C)	340-400	30-60*
Gas pressure MPa**		
LWR	0.5-15	0.2-8
Fission gas evolution (in per cent)		
BWR	2	negligible
PWR	15	negligible
Surface heat fluxes (W/cm <sup>2</sup> )	up to 80	0.03
Radiation fluxes (max)		
Neutron (n/cm <sup>2</sup> .sec) > 1 MeV	3 to 6 x 10 <sup>13</sup>	10 <sup>5</sup>
Gamma (Gy/h)	10 <sup>7</sup>	10 <sup>3</sup>

\* After cooling for several weeks; the exterior surface temperature is ~10°C above the bulk water temperature; the interior and exterior clad surface temperatures are essentially the same at pool storage conditions.

\*\* 1 MPa = 10 bar = 145.04 psi. Values quoted in original reference have been rounded off.

KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

80



## Medencés átmeneti tárolás

- Kiegészített üzemanyag nedves környezetben
  - Megfelelő vízkémia biztosításával a korrózió valószínűsége nagyon alacsony
  - Mechanikai sérülés előfordulhat átrakáskor, üzemanyag mozgatásakor, valószínűsége kicsi
  - Megfelelő hőmérsékleten (~40 °C) a burkolat hidrogén koncentrációja pár száz ppm. Javul a burkolat erőssége, de a rugalmasság csökken.
  - Zircalloy gyakorlatilag nem korrodálódik oxidáció hatására (megfelelő vízkémia szükséges)
  - Feszültségkorrózió sem számottevő
  - Elektrokémiai korrózió szintén elkerülhető megfelelő vízminőség fenntartásával

## Medencés átmeneti tárolás

- Direkt expozíció kockázata a személyzetnél
  - kiegészített üzemanyag mozgatáskor, átrakáskor
  - szennyezett szűrők kezelésekor
  - karbantartáskor
- Árnyékolás, biológiai védelem
  - általában minimum 4 m vízoszlop a kiegészített üzemanyag felett elegendő ahhoz, hogy a víz felszínén a dózisteljesítmény maximum 0,01 mGy/h legyen
  - a medence vizének aktivitásszintje nem haladhatja meg a 30 MBq/m<sup>3</sup>-t

## Medencés átmeneti tárolás

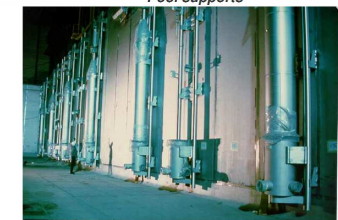
- Lehetséges üzemzavarok, balesetek
  - **Hálózatvesztés**
    - redundáns rendszerek, független betáplálási útvonalak biztosításával kivédhető
  - Rendszerelemek meghibásodása
  - Medence vizének szivárgása, vízszint csökkenése
  - **Hűtés elvesztése**
  - Üzemanyag-mozgatási hibák, cask leejtése
    - nagy megbízhatóságú rendszerek szükségesek
  - **Külső események:** földrengés, áradás, tornádó, repülőgép rázuhanás, etc.
  - Kritikusság
    - tárolópolcok, kosarak megfelelő geometriája, neutron abszorber beépítése, a kiegészített üzemanyag kiegészítő szintjének felügyelete, bórsavas víz alkalmazása a pihentető medencében vagy a szállító tokokban

## Medencés átmeneti tárolás

LA HAGUE SPENT FUEL STORAGE COMPLEX



Pool supports



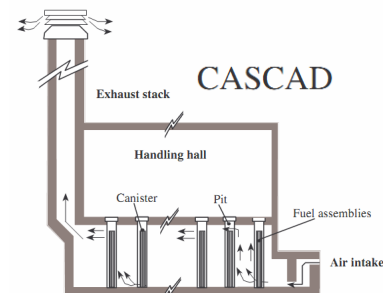
Immersed exchangers (lymphatic system):  
Thermic exchangers  
Ionic exchangers



## Száraz átmeneti tárolás

- Száraz tárolás
  - száraz aknák
  - fém tokok
  - beton tokok (silók)
- Követelmények
  - tárolás ideje alatt meg kell őrizni a tárolóegység és a fűtőelem integritását
  - árnyékolás, biológiai védelem
  - neutronelnyelés biztosítása
  - megfelelő hűtés
  - megfelelő kezelés, mozgatás
  - safeguards
  - a tároló tokok, aknák külső felületét tudni kell dekontaminálni

## Száraz átmeneti tárolás



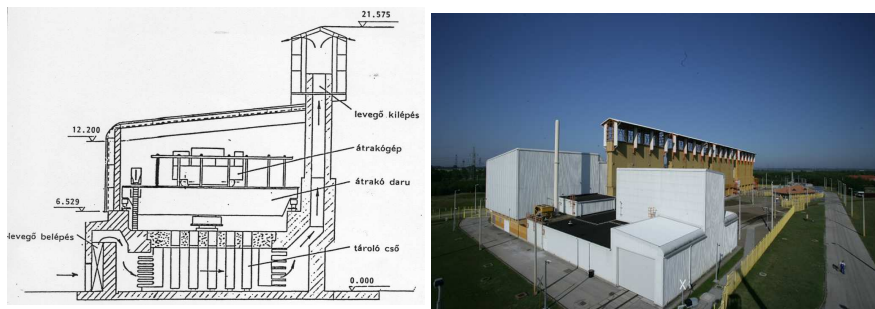
CASCAD  
Storage pits



## Kiégett Kazetták Átmeneti Tárolója

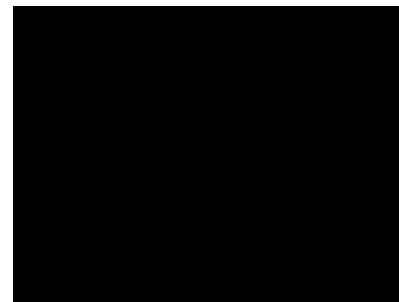
GEC ALSTHOM száraz tároló rendszere

1997 óta működik, jelenleg a Radioaktív Hulladékokat Kezelő Közhasznú Nonprofit Kft. üzemelteti paksi telephelyén



## Kiégett Kazetták Átmeneti Tárolója

Moduláris felépítésű, újabb modulok építésével képes a paksi atomerőmű teljes élettartama során keletkezett kiégett fűtőelem-kazetták biztonságos tárolására ötven évig.



# Száraz átmeneti tárolás

Kettős célú caskok



CASTOR, Dukovany

<https://www.sujb.cz/en/nuclear-safety/spent-fuel-management/interim-spent-fuel-storage-facility-dukovany/>



TN 24 cask (Type B(U)F package)

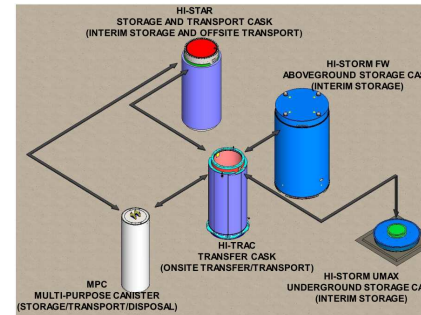


TN 12/2 cask (Type B(U)F package)

# Száraz átmeneti tárolás

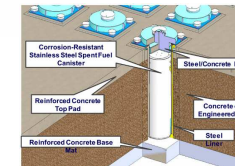
Canister-cask rendszerek, silók

Holtec Technical Bulletin  
HI-STORM 100<sup>®</sup> Aboveground Storage System



Underground Interim Storage of Spent Nuclear Fuel - HI-STORM UMAX

A Presentation to the IAEA Conference on Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors  
Vienna, Austria, June 15-19, 2015  
William S. Woodard, Ph.D., P.E.  
Senior Vice President, International Projects



HI-STORM UMAX Design Features  
(acronym for Underground  $\beta$ ADrium security)

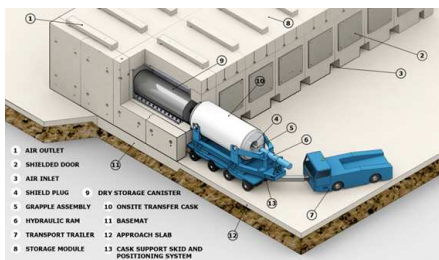


HI-STORM UMAX at Callaway, MO

Dr. Stefan Anton, Vice President of Engineering, Holtec International: HI-STORE: A Consolidated Interim Storage Facility for Used Nuclear Fuel & HLW, INMM Spent Fuel Seminar 2018, January 23-25, 2018

# Száraz átmeneti tárolás

Vízszintesen silózott canisterek



<http://us.avea.com/EN/home-3138/avea-nuclear-materials-tm-americas--nuhoms-used-fuel-storage-system.html#tab=tab6>



<https://www.neimagazine.com/features/featuretransport-of-spent-fuel-after-dry-storage-4341258/featuretransport-of-spent-fuel-after-dry-storage-4341258-457630.html>

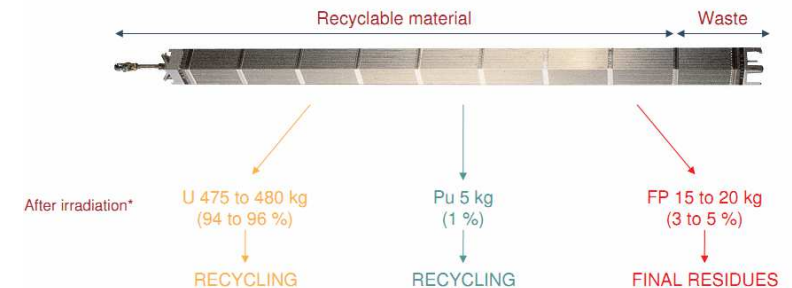
<https://chnpp.gov.ua/en/184-projects/current-projects/434-2434>



# Reprocesszálás

• A kiégett üzemanyag összetétele

• 1 LWR fuel assembly: 500 kg uranium before irradiation in the reactor



\* percentage varies with burn-up rate



# Reprocesszálás

- A kiegészített üzemanyag jellemzői

Fuel type	LWR	LWR
average burn-up (MWd/t)	33000	45000
initial enrichment (% U235)	3.5	3.7
cooling time	3 years	4 years
quantity to be reprocessed (g/per MWhe)	3	2.3
Uranium mass (kg)	955	941
Plutonium mass (kg)	9.7	11.4
fission products (kg)	34	46
fission product activity (PBq/Ci)	28 / 760 000	27 / 740 000
fission products thermal power (W)	2800	2700
actinides thermal power (W)	240	500
type of clad	zircaloy	zircaloy

Evolution of thermal power and activity with cooling time :

Cooling time (Year)	0.5	1	3	5
Power (kW/THM)	18	10	3	1.7
Activity (TBq/THM)	150 000	90 000	33 000	22 000

Variation of the activity and thermal power according to burn up (PWR, cooling time = 3 years) :

Burn-up (GWj/t)	Activity (TBq/t)	Thermal Power (kW/t)
33	33 000	3
45	44 000	4.5
60	53 000	6

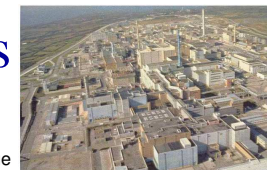
\* per ton of initial uranium

KoNET, ÚA ciklus

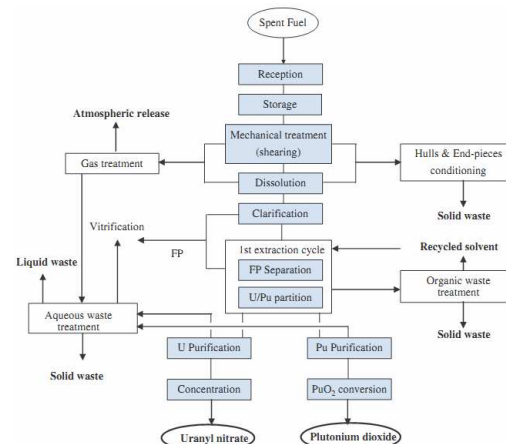
Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

93

# (\*) Reprocesszálás



La Hague



KoNET, ÚA ciklus

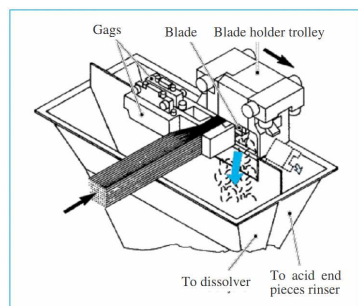
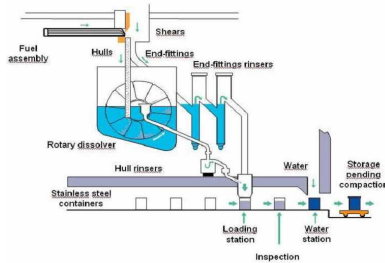
Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

94

Country	Location	Capacity (T/year)	Fuel	Commissioning
<b>CAPACITIES IN OPERATION</b>				
France	Marcoule, UP1	800 to 1000	metal	1958 (stopped in 1997)
	La Hague, UP2	800	oxide	1967 (stopped) 1976 (stopped in 2002)
	La Hague, UP2-800	800	oxide + MOx	1994
	La Hague, UP3	800	oxide	1990
United Kingdom	Sellafield, Thorp	1500 to 2000	metal oxide	1964 1994
	WAK	35	oxide	1970 (stopped in 1991)
Japan	Tokai-Mura	140	oxide	1977
India	Trombay	100	heavy water or oxide	1975
	Tarapur	100	water or oxide	1977
Russia	Cheleabinsk	400	oxide	1976
<b>CAPACITIES UNDER CONSTRUCTION OR TEST</b>				
Japan	Roikaasho	800	oxide	2006
Russia	RT2 Kraasnoyarsk	about 800	oxide	
<b>PLANT CANCELLED</b>				
Germany	Wackersdorf	350	oxide	

# Reprocesszálás

- kiegített ÚA mechanikai feldarabolása
- üzemanyag elválasztása a burkolattól, szerkezeti elemektől
- burkolat, szerkezeti elemek tisztítása
- savas oldás
- kompaktálás, tokozás



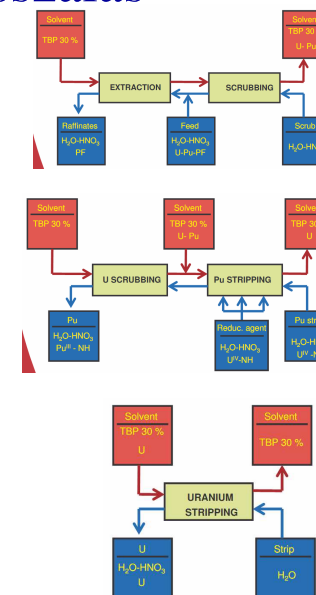
KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

95

# Reprocesszálás

- 1: U, Pu elválasztása a hasadási termékektől
- 2: U és Pu elválasztása
- 3: U visszanyerése víz fázisban



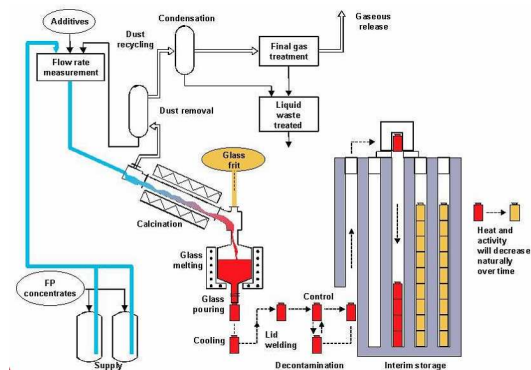
KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

96

## Reprocesszálás

- Szilárd (nagyaktivitású) hulladék előállítás és kezelése
  - kalcinálás: a víztartalom eltávolítása izzítással
  - vitrifikálás
  - zárt hordókba töltés
  - hordók pihentetése és tárolása



## Reprocesszálás

### • Kockázatok

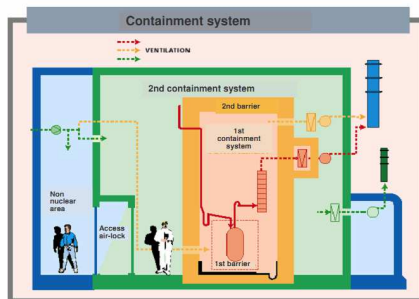
- Nukleáris és nem nukleáris
  - radioaktív anyag kibocsátása
  - külső dózisterhelés
  - kritikusság
  - hő kibocsátás
  - radiolízis
  - tűz
  - kezelési, mozgatási hibák
  - (üzemen belüli) elárasztás, robbanás
  - vegyi anyagok
  - nyomás alatt álló rendszerek
  - villamos betáplálás elvesztése, kisegítő rendszerek elvesztése
  - külső hatások: földrengés, szélsőséges időjárás, repülőgép rázuhanás, áradás, közelben lévő ipari létesítménye veszélyforrásai, szállítási útvonalak



## Reprocesszálás

### • Radioaktív kibocsátás

- személyzet, helyiségek elszennyezése, környezeti kibocsátás kockázata
- mérnöki gátak: primer, szekunder konténment rendszerek
  - statikus: tartályok, fülkék, zárt helyiségek
  - dinamikus: a technológiai egység, fülke, tartály megfelelő szellőztetése: depresszió tartása, a levegő a tiszta, vagy kevésbé kontaminált részből áramoljon a szennyezett térbe
  - általában a primer konténment rendszerek nem hozzáférhetők a személyzet számára: tartályok, csővezetékek
  - a kockázatnak megfelelően kell többszörözni a gátakat



## Reprocesszálás

### • Külső dózisterhelés

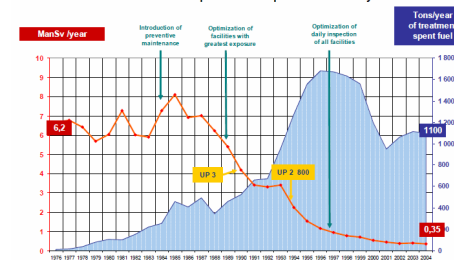
- főleg gamma és neutron sugárzás, kisebb mértékben béta és alfa sugárzás

### • Tervezési elvek:

- munkahelyek a lehető legtávolabb a radioaktív anyagoktól
- sugárvédelmi rendszerek, személyi dóziszfelügyelet, védőruházat, stb.
- tartózkodási idő minimalizálása

### Worker exposure at the La Hague plants during operations and maintenance

Taking radiation protection into account at the design stage translates into continuous reductions in personnel exposure over the years





# Reprocesszálás

## • Kritikusság

- megfelelő geometria alkalmazása
- tömeg felügyelete
  - a technológia egyik részében sem engedhető meg (minimális kell legyen annak a valószínűsége), hogy kritikus mennyiség összeadódhasson (szilárd anyagokra)
- térfogat felügyelete
  - a technológia során alkalmazott térfogatok sehol ne érjék el a kritikus térfogatot, figyelembe véve az elzáródások, túlsordulások lehetőségét (folyadékokra)
- koncentráció felügyelete
- ahol kritikusság kockázata fennáll: daraboló, oldó, burkolat tároló, extrakciós technológia, U tisztítási lépés, Pu tisztítás, oxid előállítás

# Reprocesszálás

(\*)

## • MAGNOX reprocesszálás kritikussági kockázata

- a Magnox üzemanyag természetes urán, kritikusság kockázata jelentősen alacsonyabb
- Hőfejlődéssel/hőfejlesztéssel járó veszélyek
  - radiolízis
    - magas Pu és hasadási termék tartalom mellett jelentősebb

# Reprocesszáló üzemek a világon (\*)

## World commercial reprocessing capacity<sup>1,2</sup>

(tonnes per year)

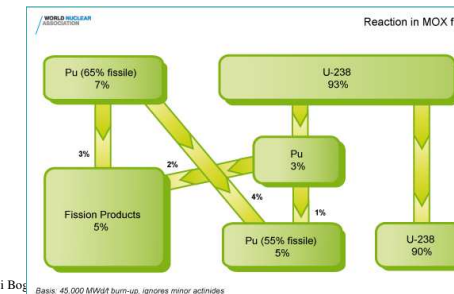
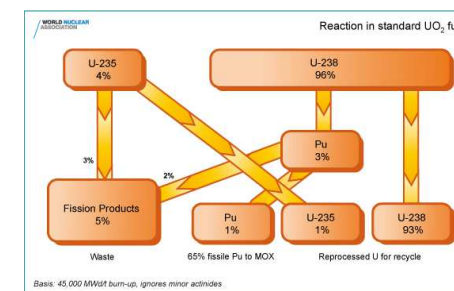
LWR fuel	France, La Hague	1700
	UK, Sellafield (THORP)	600
	Russia, Ozersk (Mayak)	400
	Japan (Rokkasho)	800*
	<b>Total LWR (approx)</b>	<b>3500</b>
Other nuclear fuels	UK, Sellafield (Magnox)	1500
	India (PHWR, 4 plants)	330
	Japan, Tokai MOX	40
	<b>Total other (approx)</b>	<b>1870</b>
	<b>Total civil capacity</b>	<b>5370</b>

\* now expected to start operation in 2018

<https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/fuel-recycling/processing-of-used-nuclear-fuel.aspx>

# MOX üzemanyaggyártás

- MOX=mixed oxide (U-Pu-O)
- Az új üzemanyagok 5%-a MOX
- MOX biztonsági szempontok
- Reprocesszálásból jelenlegi gyakorlat szerint csak a Pu megy MOX-ba
  - Főként Pu-239 és Pu-241
  - RepU nem kedvező (U-232 és U-236 miatt)



# MOX üzemanyaggyártás (\*)

- Külső dózisterhelés
  - főleg gamma és neutron sugárzás, kisebb mértékben béta és alfa
- Tervezési elvek:
  - munkahelyek a lehető legtávolabb a radioaktív anyagoktól
  - sugárvédelmi rendszerek, személyi dóziszfelügyelet, védőruházat, stb.
  - ottartózkodási idő minimalizálása

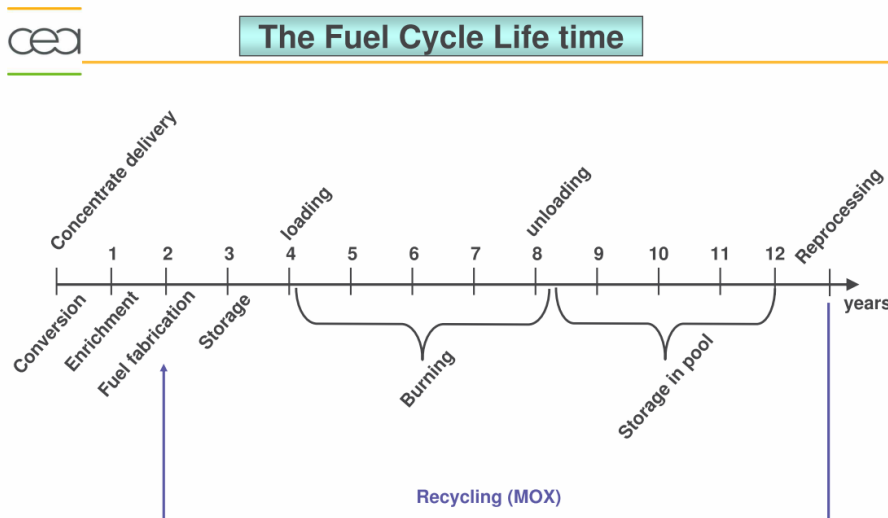
# MOX üzemanyaggyárak (\*)

World mixed oxide fuel fabrication capacities (t/yr)

	2017	2020
France, Melox	195	195
Japan, Tokai	10	10
Japan, J-MOX Rokkasho	0	140
Russia, MCC Zheleznogorsk	60	60
Total	265	405

<https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/fuel-recycling/mixed-oxide-fuel-mox.aspx>

# Nukleáris üzemanyagciklus



# Hulladékkezelés

- Nagyaktivitású folyékony hulladék (HLLW)
  - reprocesszálásból
  - átmeneti tárolás a reprocesszálás és a szilárdítás között
  - megfelelő idejű pihentetés
  - vegyi kockázatok fő forrása:
    - salétromsavas oldatok
  - radiológiai kockázatok fő forrásai:
    - >99% nem légnemű hasadási termékek, kis mennyiségben U és Pu, az összes transzurán (másodlagos aktinida), aktivációs termékek, korróziós termékek, hozzáadott egyéb elemek: Gd, Na, Cd, B, F
  - termelt hőt megfelelő hűtéssel kell elvezetni
    - zárt hűtőkörű, hőcserélős, megbízható hűtőrendszer szükséges

## Hulladékkezelés

- Nagyaktivitású folyékony hulladék (HLLW)
  - megbízható konténment, tároló, hűtés és árnyékolás szükséges
  - a tervezésnél figyelembe kell venni: geológiai, szeizmológiai, hidrológiai és meteorológiai szempontokat, veszélyeket
  - tervezési alap jellemző értékei:
    - 17,5 W/liter (újabbá: 9 W/l)
    - ~100 TBq/l
  - Baleset:
    - hűtés elvesztése
    - konténment sérülés, mérnöki gátak sérülése

## Hulladékkezelés

- Nagyaktivitású szilárd hulladék
  - hosszú idejű vagy végleges tárolásnál csak szilárd formában gondolkodnak
  - vitrifikálás
    - magas hőmérséklet szükséges
    - illékony komponenseket be kell gyűjteni
  - potenciális baleseti lehetőségek:
    - HLLW mozgatás, kezelés
    - olvasztókemencék üzeme
      - mindkettő esetében a mozgatott/kezelt mennyiség korlátozása szükséges
- Szilárdítás
  - Fő biztonsági kérdés
    - berendezések, eszközök kontaminációja



## Hulladékkezelés

### Standard packaging for long-term management



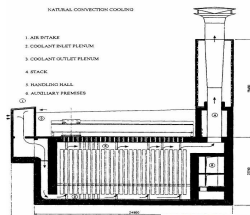
## Hulladékkezelés

- Külső sugárterhelés
  - főleg gamma és neutron sugárzás, kisebb mértékben béta és alfa
- Tervezési elvek:
  - munkahelyek a lehető legtávolabb a radioaktív anyagoktól
  - sugárvédelmi rendszerek, személyi dóziszfelügyelet, védőruházat, stb.
  - ottartózkodási idő minimalizálása

# Hulladékkezelés

## • Átmeneti tárolás

- biztosítani kell a megfelelő hűtést
  - passzív légűtés
- a tárolókonténer leejtésének kockázata
  - ütéscsillapítók
- telephelyen kívüli hatások elkerülése
  - a tárolóedények (tartályok, cask-ok) külső felülete nem lehet kontaminált
  - a tárolók integritását biztosítani kell
- másodlagos hulladékok kezelése
  - dekontamináló folyadékok
  - extrakciós szűrők

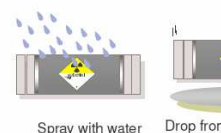


# Szállítás

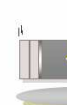
## Tests for packages

Main tests for Type B packages ("Type B(U) and Type B(M) packages")

Normal conditions of transport



Spray with water for 1h



Drop from 1m

Accident conditions of transport

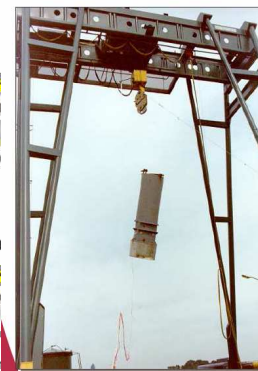


Drop from 9 m high



Drop from 1m

Tests to simulate accident conditions of transport



9 meter high drop test, and 30 minutes long fire

# Szállítás

## Front end / Back-end

Front-end	Back-end
Concentrates ( $U_3O_8$ , uranate)	Spent fuel wastes : - vitrified wastes - compacted wastes)
Natural $UF_6$	Recycled materials : - uranium - plutonium (oxyde, Mox)
Enriched uranium ( $UF_6$ )	
Fresh fuel	
Low activity High volumes Standard casks	High activity Limited volumes Dedicated casks
Worldwide business	Some European countries + Japan

# Szállítás

Natural  $UF_6$  or enriched  $<1\%$  or URT, in « (Type IP-2 packages)

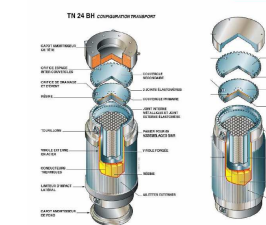


## Fresh fuel transport

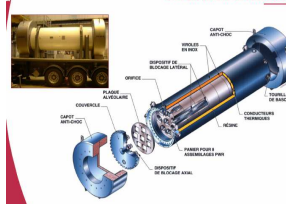


FCC cask (Type AF package)

## Transport and storage of irradiated fuels



## Fresh MOX fuel transport



MX8 cask, for 8 fresh Mox fuels (Type BUJF package)



TN 12/2 cask (Type BUJF package)

Enriched  $UF_6$  in "30B cylinder" (Type IF or Type BUJF package)



# Szállítás

## Vitrified fission products transport

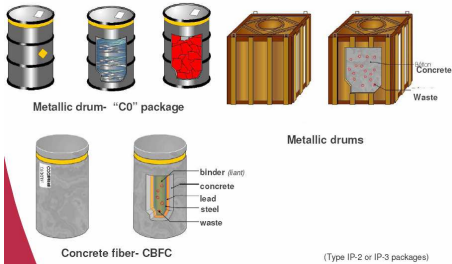


## Recycled materials transport



Uranyl nitrate, transported in LR 65 tank-container (size : ISO 20 ft) (Type IP-2 package)

## Medium level Waste



PuO<sub>2</sub> powder, transported in FS 47 casks (Type B(U)F packages)

ogdán, BME NTI

117

# LMW végleges tárolók

(\*)

- 4.14. táblázat. A kis és közepes aktivitású radioaktív hulladékok végleges elhelyezésének jelenlegi és tervezett gyakorlata az EU országaiban

Ország	Tárolótípus	Telephely	Kapacitás, m <sup>3</sup>	Üzemeltetési időszak
Belgium	felszín vagy felszín alatti	kiválasztás alatt		nincs döntés
Finnország	felszín alatti	Olkiluoto	8500	1992-
	felszín alatti	Loviisa	5600	1997-
Franciaország	felszíni	Centre de la Manche	500000	1969-1994
	felszíni	Centre de L'Aube	1000000	1992-
Németország	felszín alatti	Asse sóbánya		1967-1978
	felszín alatti	Morsleben (ERAM)	40000	1971-1998
	felszín alatti	Konrad	650000	terv: 2002
Olaszország	hosszú idejű tárolás			
Hollandia	hosszú idejű (100 év) felszíni átmeneti tárolás			
Spanyolország	felszíni	El-Cabri	35000	1992-2013
Svédország	felszín alatti	Forsmark (SFR)	60000	1988-2020
	felszín alatti	SFL 3-5	25000	2008-
Nagy-Britannia	felszíni	Drigg	1400000	1959-2050
	felszíni	Dounreay	30000	1958-2010

KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

+ Bátaapáti!

118

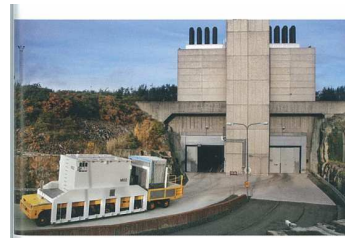
# LMW végleges tárolók



Radioactive operational waste is disposed of in SFR, which is situated near the Forsmark Nuclear Power Plant.



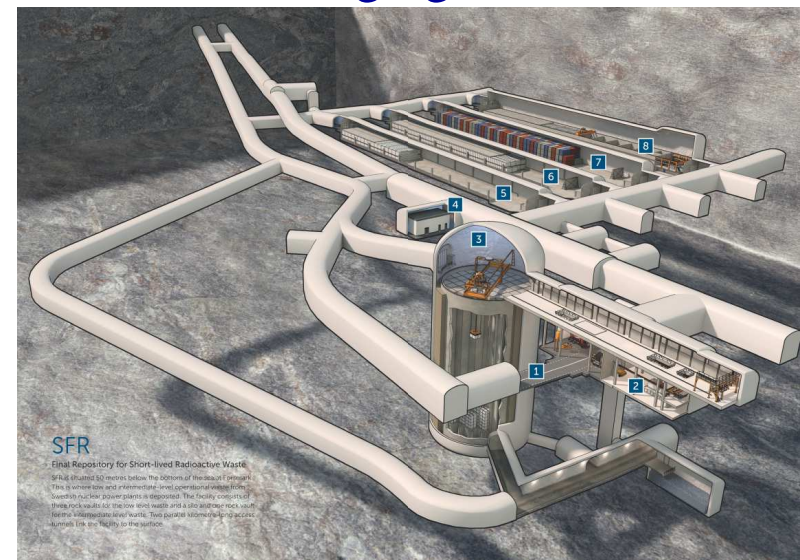
- Példa: SFR, Forsmark, Svédország  
– 50 m-rel a tengerfenék alatt



Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

119

# LMW végleges tárolók



SFR

Final Repository for Short-lived Radioactive Waste  
Situated 600 metres below the bottom of the main crystalline bedrock.  
This is where the acid intermediate-level operational wastes from Swedish nuclear power plants are deposited. The facility consists of three rock vaults and one rock vault area. A concrete structure with a large underground water vault. Two parallel water vaults to access vaults for the facility for transportation.

[http://skb.se/upload/publications/pdf/SFR\\_folder\\_engelsk.pdf](http://skb.se/upload/publications/pdf/SFR_folder_engelsk.pdf)  
KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

120

KoNET, ÚA ciklus

# Bátaapáti radioaktív hulladék-tároló

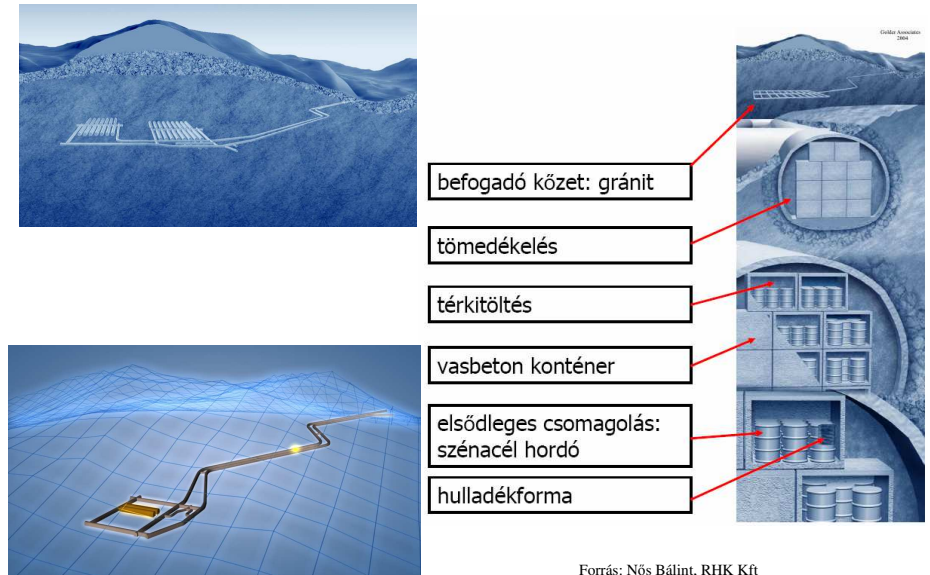
- Nemzeti Radioaktív hulladék-tároló atomerőművi kis és közepes aktivitású radioaktív hulladék tárolására
  - szilárd hulladék fémhordókban
  - folyékony hulladék kondicionálás/szilárdítás után
  - a paksi atomerőmű (1-4. blokk) teljes üzemideje (50 év) alatt keletkező LLW és MLW végleges elhelyezésére
  - 2008 óta fogad hulladékot
  - 2012. dec. 5.: a felszín alatti létesítményt átadták
  - 2013: megindul két további tárolókamra kialakítása



KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

# Bátaapáti radioaktív hulladék-tároló



KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

# Bátaapáti radioaktív hulladék-tároló



KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

# HLW kutatólaborok

(\*)

4.15. táblázat. A nagy aktivitású radioaktív hulladékok mélygeológiai elhelyezésével kapcsolatos föld alatti laboratóriumok a világon

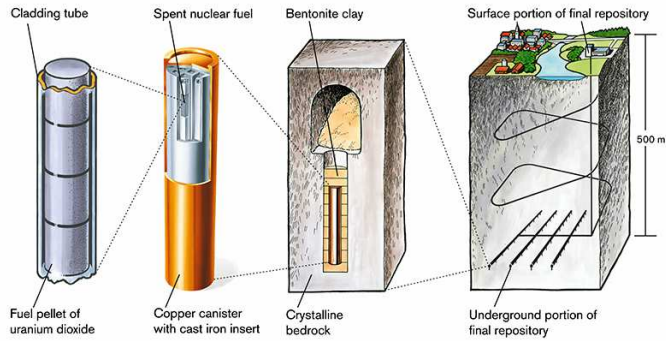
Ország	Laboratórium	Befogadó kőzet	Építés, kutatás	Mélység, m
Kanada	Manitoba	gránit	1986-	240, 420
Japán	Tono Kamaiishi Mizunami	üledékes kőzet kristályos kristályos	1995-	
Svédország	Aspö Stripa	kristályos kristályos	1990- 1979-1992	460 400
Svájc	Grimsel Mt. Terri	kristályos agyag	1983- 1989-	450 300
Németország	Asse	só	1970-	
Franciaország	Tournemiere	üledékes	1999-	250
Németország	Gorleben	só	1974-	900
Belgium	HADES	agyag	1984-	225
Finnország	Olkiluoto kutatóvágat	gránit	1993-	70-100
USA	WIPP Yucca	só tufa	 1996-	650 300

KoNET, ÚA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI



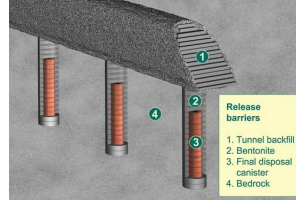
## Kiégett ŰA végleges elhelyezése



KoNET, ŰA ciklus

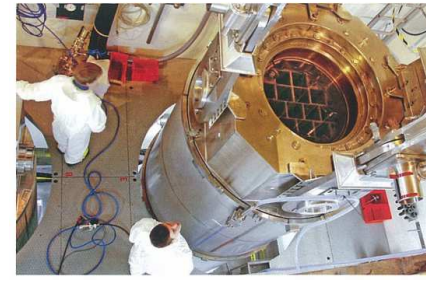


Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI



125

## Kiégett ŰA végleges elhelyezése



KoNET, ŰA ciklus

Dr. Yamaji Bogdán, BME NTI

<https://youtu.be/WCHqxqIZUNA>

126

## Párhuzamos és kapcsolódó anyagciklusok: Nehésvízgyártás Tórium ciklus Transzmutáció

## Nehésvíz előállítás

- Nehésvíz
  - deutérium
    - minden ~6000. hidrogén atommag deutérium

Moderátor anyagok jellemzői	H <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	Grafit
termikus úthossz [cm]	5,74	10,93	19,7
neutronabszorpciós hatáskeresztmetszet [barn]	0,66	0,0026	0,0045

- 0,01%-ról 99+ %-ra kell dúsítani



## Nehézvíz előállítás

### • Elektrolízis

- elektromos áram hatására a könnyűvíz (H<sub>2</sub>O) jobban disszociál, mint a nehézvíz
- a katódon hidrogén gáz halmozódik fel, ennek deutérium aránya alacsonyabb lesz, mint az eredeti vízé
- több lépésben ismételve
- melléktermék hidrogén felhasználható vagy elégethető
- ma már nem gazdaságos, csak utolsó lépésként, tisztításra



Figure 4. Norsk Hydro 18 electrolysis cells at Vemork. Source: Nova.

## Nehézvíz előállítás

### • Desztillálás

- nehézvíz forráspontja kicsit magasabb, mint a könnyűvízé (101 °C > 99,98 °C)



Figure 5. Savannah River heavy water plant's 130 foot tall distillation towers.

## Nehézvíz előállítás

### • Hidrogén-szulfidos desztilláció (G-S: Girdler-Sulphide)

- víz és hidrogén-szulfid keveréke
- egyensúlyban a víz deutérium tartalma magasabb, mint a H<sub>2</sub>S-nek
- ezek a koncentrációk hőmérsékletfüggők
- víz és hidrogén-szulfid ellenáramoltatása eltérő hőmérsékleteken

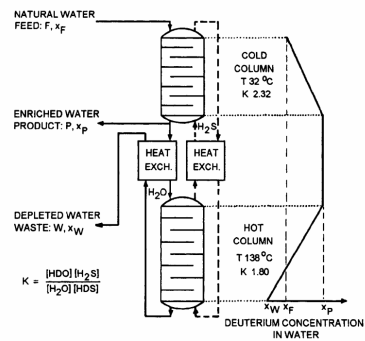
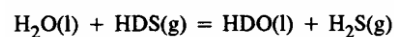


FIG. 2.9. The water-hydrogen sulphide dual-temperature distillation process for enrichment of heavy water.

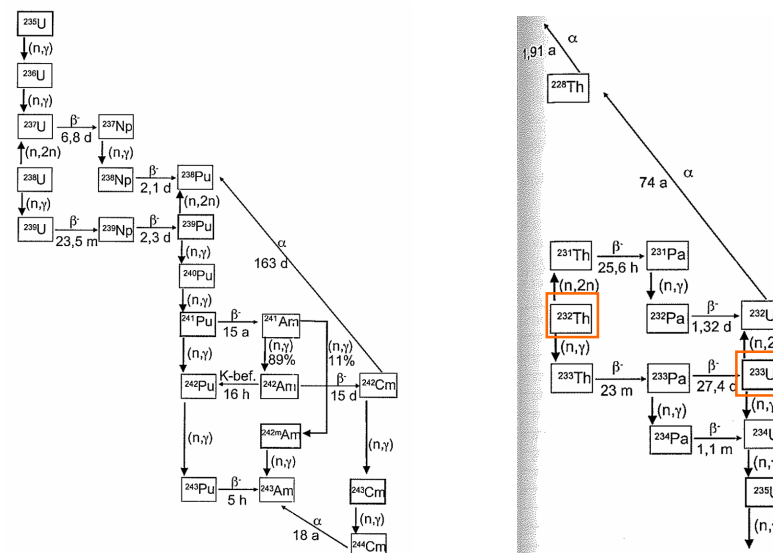
$$k = 2.32(32^\circ\text{C})$$

$$k = 1.80(138^\circ\text{C})$$



- a hideg szekcióban a deutérium a gázból a vízbe távozik
- a szegényített gázt recirkuláltatják a forró szekcióba, ahol a deutérium távozik a vízből a gázba

## Tórium ciklus

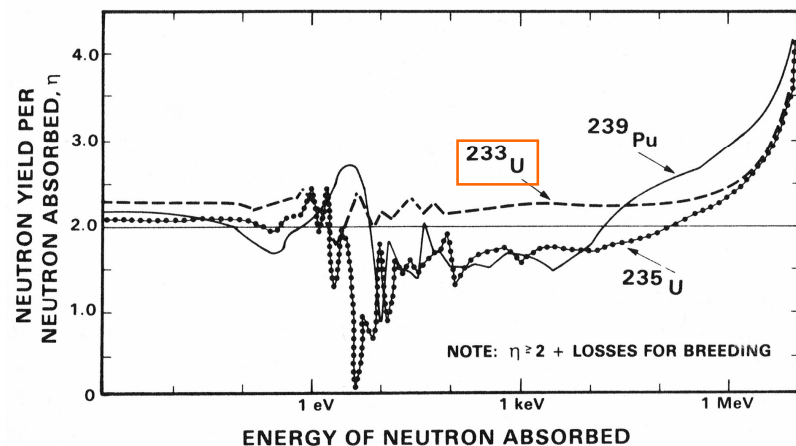


81.1. ábra. Az uránlánc

81.2. ábra. A tóriumlánc

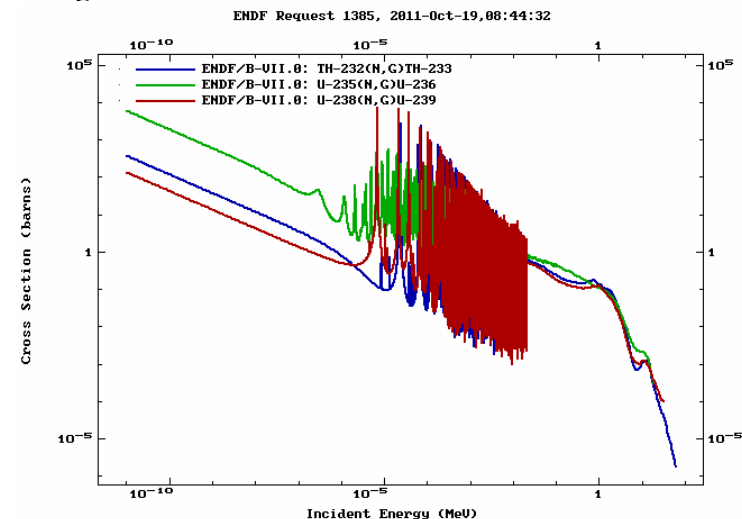
# Tórium ciklus

- Hasadási neutronhozam



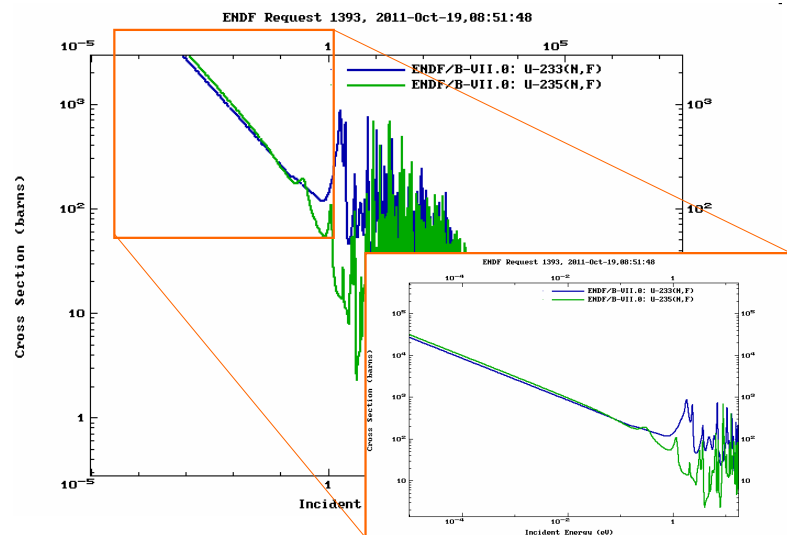
# Tórium ciklus

- Befogási hatáskeresztmetszet



# Tórium ciklus

- Hasadási hatáskeresztmetszet



# Tórium ciklus

- Tórium
  - háromszor-négyszer **gyakoribb, mint az urán**
    - A bányászás és a kitermelés egyszerűbb:
      - az elsődleges ércforrást, a monazitot, külszíni fejtéssel nyerik;
        - » a monazitból elsősorban a ritkaföldfémeket nyerik ki, a tórium egy melléktermék. Ezért már most jelentős kibányászott (nem használt) készletek állnak rendelkezésre.
      - $^{220}\text{Rn}$  (toron) radiológiai hatása kisebb;
      - a teljes radioaktív hulladék termelése kisebb.
  - leggyakoribb izotóp:  $^{232}\text{Th}$  (felezési idő: 14,05 milliárd év), gyakorlatilag ez adja a természetes tóriumot
  - **hasadóképes U-233 előállítására használható**
  - sok országban elérhető
  - már meglévő plutónium felhasználható a tórium ciklus beindításakor
  - kísérleti, prototípus tapasztalatok: magas hőmérsékletű, gázhűtésű reaktorok, sóolvadékos kísérleti reaktor (~50-es évek), könnyűvízes reaktor (Shippingport), folyékony fém reaktorok

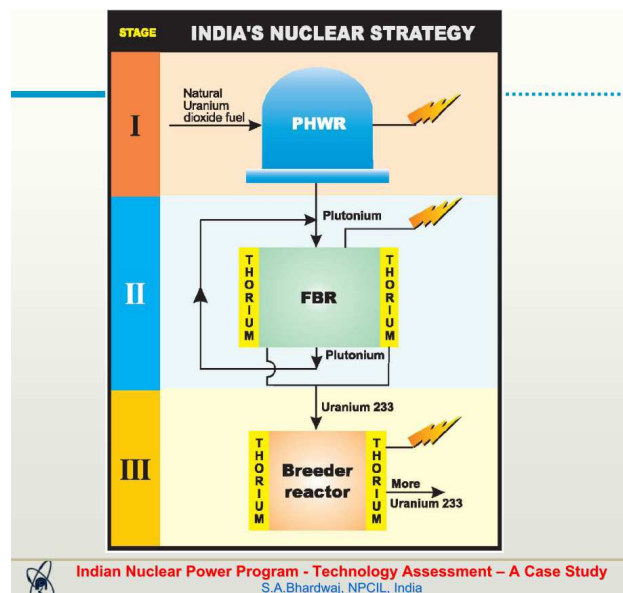
# Tórium ciklus

- Tórium
  - Th-232 termikus abszorpciós hatáskeresztmetszete közel háromszor nagyobb, mint U-238-é (7,4 barn > 2,7 barn)
    - **konverzió U-233-ra jobb, mint U-238-ból Pu-239-re**
  - **Hasadási neutronhozam jobb, mint U-235 esetén**  
→ A tenyésztés termikus reaktorokban is megvalósítható!
  - tórium-dioxid kémiai jellemzői jók
    - stabilabb, mint az urán-dioxid
    - jobb sugártűrés
    - UO<sub>2</sub>-nál egy nagyságrenddel kevesebb hasadási terméket enged kijutni az üzemanyag mátrixból
  - sokkal **kevesebb Pu és másodlagos aktinida keletkezik** a kiégetés során
  - proliferáció-állóság:
    - nagy mennyiségben tartalmaz U-232-t (felezési idő: 73,6 év), melynek bomlási termékei erős gamma-sugárzók
  - Kevésbé reaktív, mint az UO<sub>2</sub>, ezért az átmeneti és hosszú távú tárolás egyszerűbb.

# Tórium ciklus

- Tórium
  - ThO<sub>2</sub>: magasabb olvadáspont (3350 °C)
    - magasabb szinterelési hőmérséklet szükséges
  - nehezebben oldódik salétromsavban (feldolgozás)
  - a kiégett tóriumos üzemanyag nagy mennyiségben tartalmaz U-232-t (felezési idő: 73,6 év), melynek bomlási termékei erős gamma-sugárzók
    - ez megnehezíti a kezelést, reprocesszálást
  - a közbülső Pa-233 felezési ideje egy nagyságrenddel nagyobb (~27 nap), mint a Np-239 felezési ideje (2,35 nap), ezért **hosszabb hűtési idő kell** a konverzió céljából kiégetett üzemanyagnak (kb. 1 év).
  - **a reprocesszási eljárás (THOREX) bonyolultabb**, mint a PUREX, és még nem áll rendelkezésre ipari méretekben
  - felhalmozott **tapasztalat egyelőre kevesebb**

# Tórium ciklus

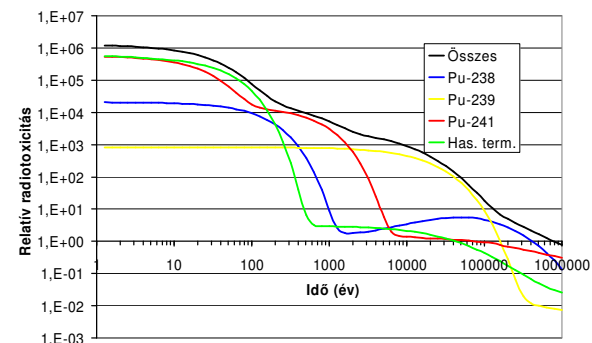


# Transzmutáció

## Problémák:

- Igen nagy radiotoxicitás
- Igen hosszú bomlási idő (10<sup>5</sup>-10<sup>7</sup> év is lehet)

A kiégett üzemanyag radiotoxicitásának időbeli alakulása nyitott üzemanyagciklus esetében





## Transzmutáció

- **Radiotoxicitás**

$$\Theta_D(t) = \sum_i A_i(t) DCF_i$$

DCF:

Dóziskonverziós

faktor

- **Relatív radiotoxicitás**

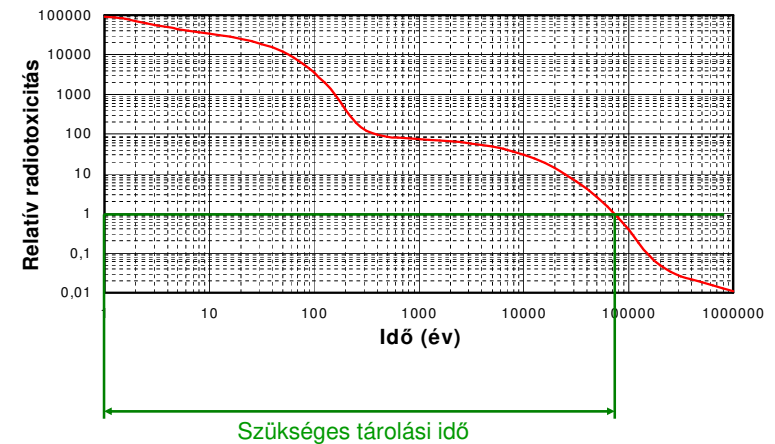
$$\Theta_{rel,D}(t) = \frac{\Theta_D(t)}{\Theta_{D,U}(t)}$$

- **Maradék kockázat**

$$K_m(t) = \int_t^T [\Theta_D(t) - \Theta_{D,U}(t)] dt$$

## Transzmutáció

### “Tiszta” atomenergia



## Transzmutáció

E probléma az atomenergia-hasznosítás egyik kulcsproblémájává vált, ami az atomenergetika jövőjét egyedül is eldöntheti.

**Lakossági ellenézés fő oka: a lebomláshoz szükséges időtartam (~1 millió év) nem emberi léptéke, ami minden jövőre vonatkozó előrejelzést vitathatóvá tesz.**

E problémát oldja meg elvileg új megközelítéssel a

## TRANSZMUTÁCIÓ

## Transzmutáció

**Transzmutáció:** ezeknek az izotópoknak a (neutronokkal történő) átalakítása rövid felezési idejű, vagy stabil izotópokká.

### Hasadási termékek transzmutációja

Ez a kisebb probléma

Hatékonyan termikus neutronokkal lehet (n,γ) reakció segítségével

Pl.:  $^{99}\text{Tc}(n,\gamma)^{100}\text{Tc}$  ( $^{99}\text{Tc}$  felezési ideje  $2,1 \cdot 10^5$  év)

( $^{100}\text{Tc}$  felezési ideje 15,8 s)

$^{129}\text{I}(n,\gamma)^{130}\text{I}$   $^{130}\text{I}$  felezési ideje 12,36 óra

# Transzmutáció

## Aktinidák transzmutációja

Nagy neutronenergiáknál minden aktinida hasadóképes

Neutronenergia növekedésével nő a  $\sigma_f/\sigma_c$  arány



Hatékony transzmutáció gyors neutronokkal lehetséges, minél keményebb a neutronspektrum, annál hatékonyabb az átalakulás (gyorsreaktor)

## Megoldható:

Atomreaktorban (termikus és gyorsreaktorban)

**Gyorsítóval hajtott subkritikus rendszerben**

4. generációs reaktorokat tartalmazó atomenergia-rendszerek

# Transzmutáció

## Eredmény:

- az elhelyezendő nagyaktivitású hulladékok aktivitásának, radiotoxicitásának csökkenése
- lebomlási idő csökkenése 3-4 nagyságrenddel
- tárolás könnyebbé, tervezhetőbbé válik
- a probléma a lakosság számára is meggyőzően megoldottá válik.



**Az atomerőművi kapacitások növelése a 4. generációs atomerőművek rendszerbe állítása eredményeként a nagyaktivitású radioaktív hulladékok mennyiségének csökkenésére vezet**

## Szükséges:

4. generációs atomerőművek kifejlesztésére

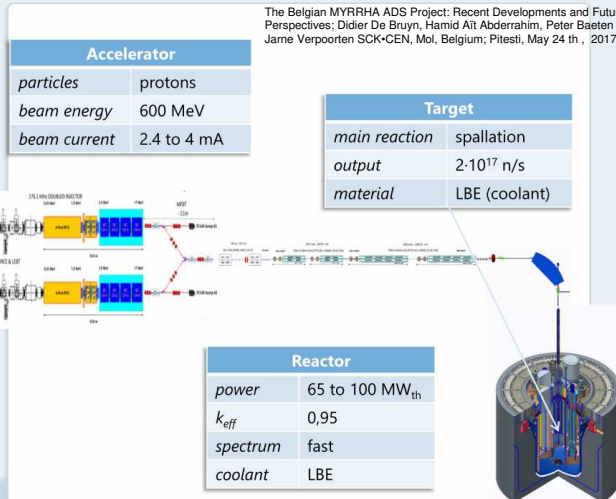
Gyorsítóval hajtott subkritikus rendszerek kifejlesztése

# Transzmutáció

## Gyorsítóval hajtott subkritikus rendszer (ADS) példa: MYRRHA

Construction of an Accelerator-Driven System (ADS) consisting of

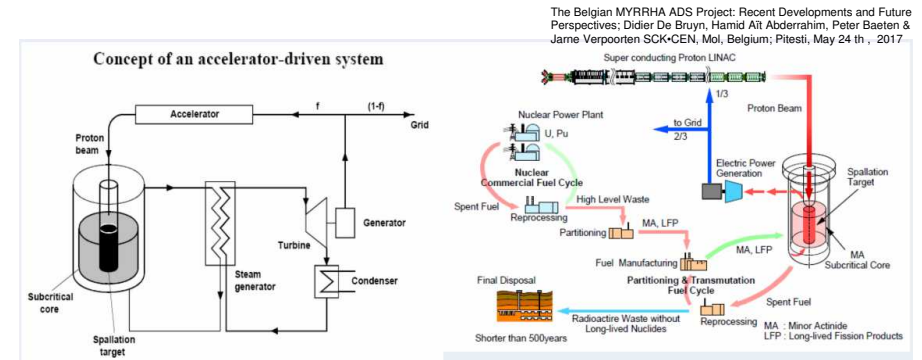
- A 600 MeV – 2,5 mA to 4,0 mA **proton linear accelerator**
- A **spallation target/source**
- A lead-Bismuth Eutectic (LBE) cooled **reactor** able to operate in subcritical & critical mode



The Belgian MYRRHA ADS Project: Recent Developments and Future Perspectives; Didier De Bruyn, Hamid Alt Abderrahim, Peter Baeten & Jarne Verpoorten SCK-CEN, Mol, Belgium; Pitesti, May 24 th , 2017

# Transzmutáció

## Gyorsítóval hajtott subkritikus rendszer (ADS) példa: MYRRHA



The Belgian MYRRHA ADS Project: Recent Developments and Future Perspectives; Didier De Bruyn, Hamid Alt Abderrahim, Peter Baeten & Jarne Verpoorten SCK-CEN, Mol, Belgium; Pitesti, May 24 th , 2017

- subkritikus neutronsokszorozó rendszer ( $k_{eff} < 1$ ),
- külső neutronforrás: protongyorsítóval hajtott spallációs forrás,
- nagyenergiás (~ 1GeV) protonok csapódnak a spallációs céltárgyba
- nehéz (nagy Z: Pb, Pb-Bi, W, Ta, U) céltárgyból nagy számú gyors neutron lép ki
- a subkritikus zónában magátalakítás és energia-termelés
- fő célok: transzmutáció, nagyintenzitású neutronforrás

## Irodalom

- OECD NEA: The safety of the nuclear fuel cycle, NEA No. 3588, 2005
- OECD NEA/IAEA: Uranium 2007: Resources, Production and Demand, NEA No. 6345, 2008
- ENEN/INSTN: International Seminar on Nuclear Fuel Cycle előadás anyagok
- Aszódi, Sükösd, Szatmáry: Nukleáris baleset Tokai Murában, Fizikai Szemle 1999/11. (<http://www.kfki.hu/fszemle/archivum/fsz9911/aszodi.html>)
- Dr. Csom Gyula: Atomerőművek, Magyar Atomforum Egyesület, 2004 ([http://www.reak.bme.hu/fileadmin/user\\_upload/dokumentumok/jegyzetek/Fenntarthato/2007\\_2008\\_tavaszi/Dr\\_Csom\\_Gy\\_atomeromuvek.pdf](http://www.reak.bme.hu/fileadmin/user_upload/dokumentumok/jegyzetek/Fenntarthato/2007_2008_tavaszi/Dr_Csom_Gy_atomeromuvek.pdf))
- <http://www.wise-uranium.org>
- <http://www.world-nuclear.org/>
- <http://www.cameco.com/>  
[http://www.cameco.com/flash/jet\\_boring/](http://www.cameco.com/flash/jet_boring/)

## Irodalom

- Szatmáry: Bevezetés a reaktorfizikába
- Choppin et al: Radiochemistry and Nuclear Chemistry, 2.8. Isotope separation processes
- IAEA-TECDOC-1450: Thorium fuel cycle – Potential benefits and challenges
- Ragheb: Nuclear, plasma and radiation science, Part IV chapter 10: Isotopic separation and enrichment (<https://netfiles.uiuc.edu/mragheb/www/NPRE%20402%20ME%20405%20Nuclear%20Power%20Engineering/>)
- <http://www-nds.iaea.org/exfor/endl.htm>