

EVROPSKÁ UNIE
Evropské strukturální a investiční fondy
Operační program Výzkum, vývoj a vzdělávání

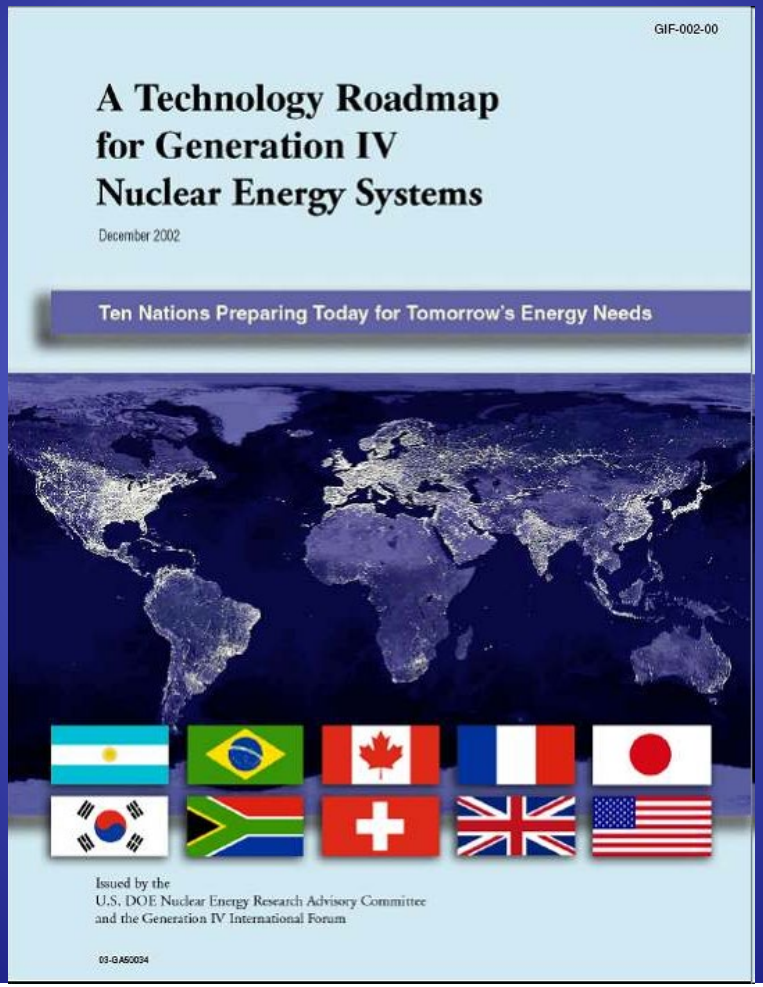
MINISTERSTVO ŠKOLSTVÍ, MLÁDEŽE A TĚLOVÝCHOVY

6. Jaderné reaktory IV generace a základy jaderné legislativy 1/2

Bezpečnost a spolehlivost v energetice a průmyslu - M216019

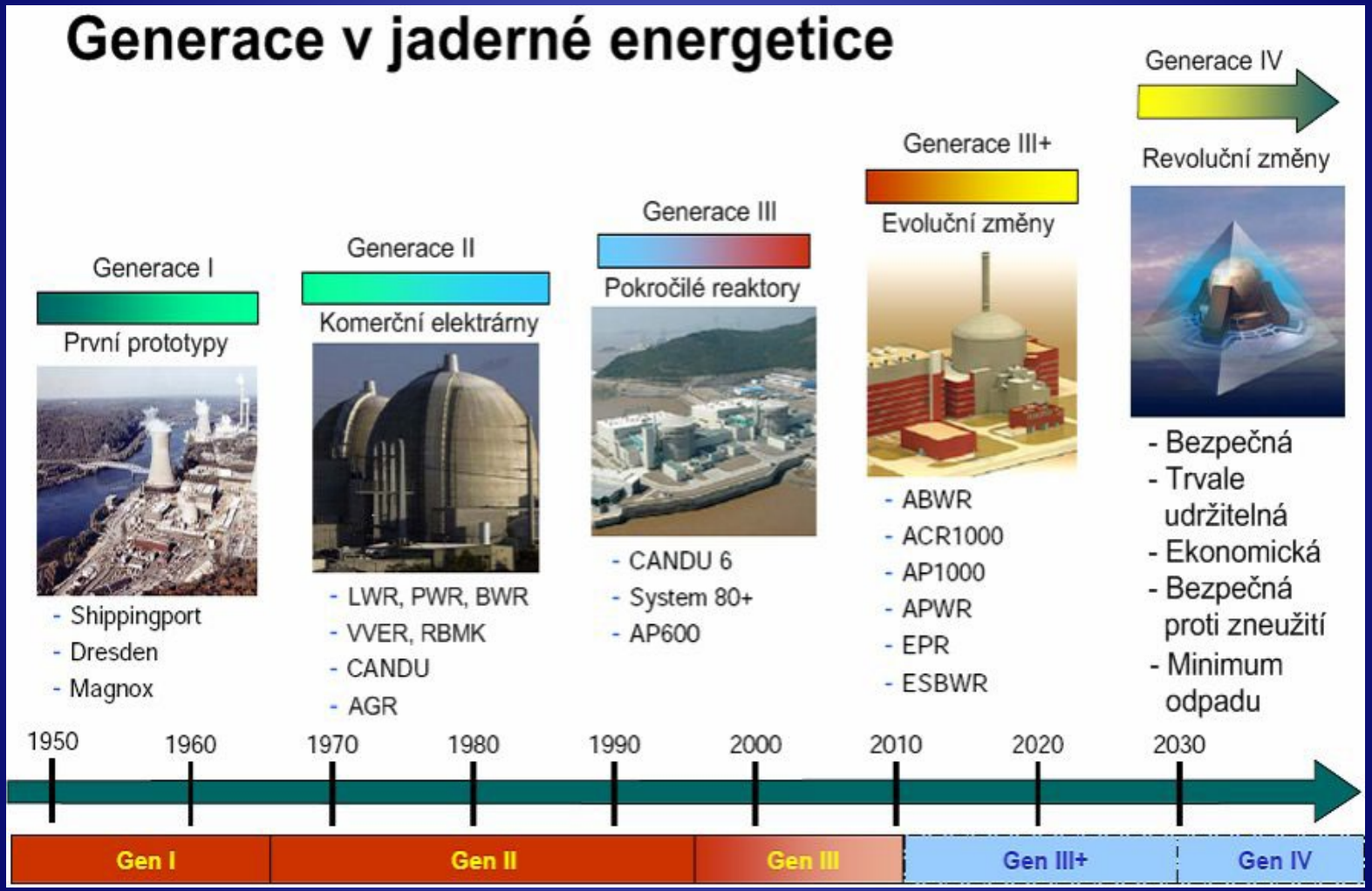
Dílo podléhá licenci Creative Commons 4.0 Česko
Uveďte původ - Zachovejte licenci

A Technology roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems



CC BY SA

Vývoj jaderné energetiky



CC BY SA

Jaderné systémy IV. Generace

Nové cíle pro udržitelnou jadernou energetiku

Pokračující vývoj:

- ✓ Ekonomičnost
- ✓ Bezpečnost a spolehlivost

Nově:

- ✓Šetření přírodními zdroji
- ✓Minimalizace jaderných odpadů
- ✓Zabránění šíření materiálů pro výrobu jaderných zbraní

Ekonomické využití – 2030-2040

Uzavřený palivový cyklus

Další využití: *Výrobu vodíku, Syntetických paliv, Desalinaci vody, Přímé využití procesního tepla*

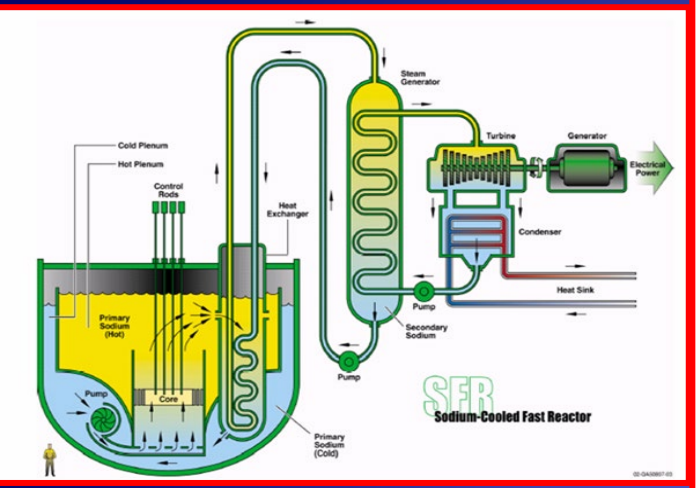
Ekologický přínos:
Zmenšení množství radioaktivních odpadů a vyhořelého paliva, nižší emise CO_2

Mezinárodně sdílený R&D

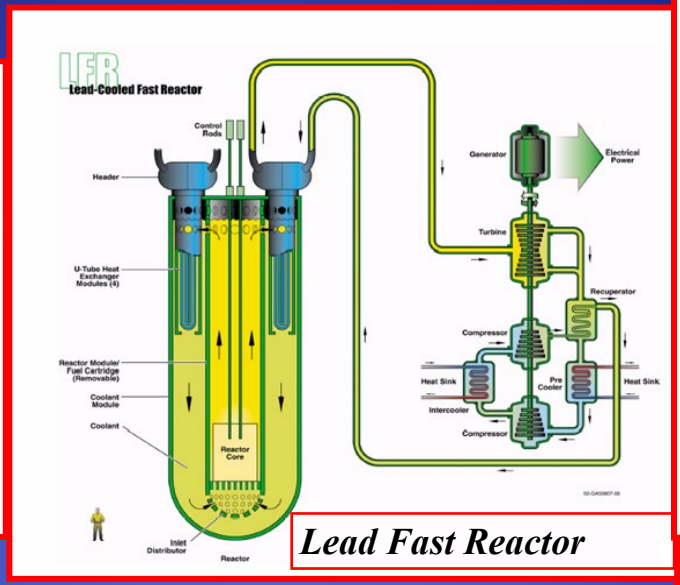


CC BY SA

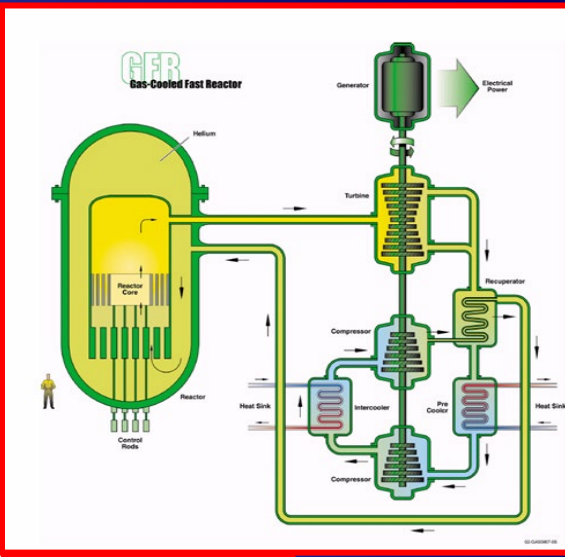
Generation IV Forum: Výběr šesti systémů



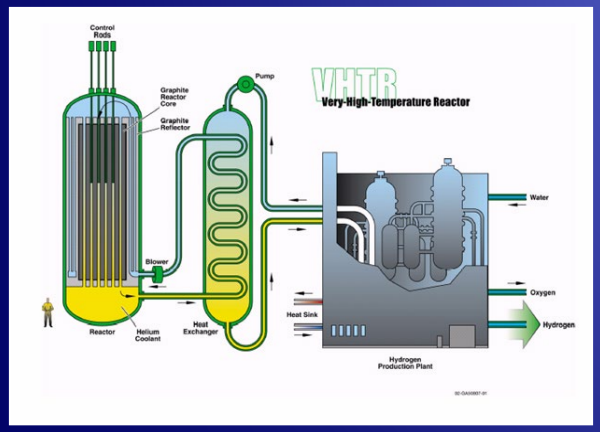
Sodium Fast Reactor



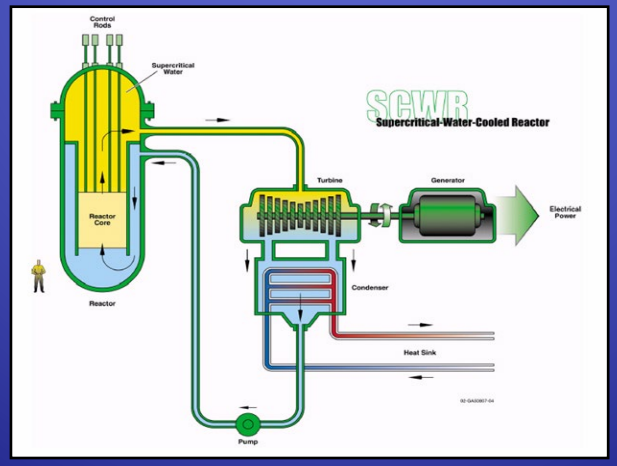
Lead Fast Reactor



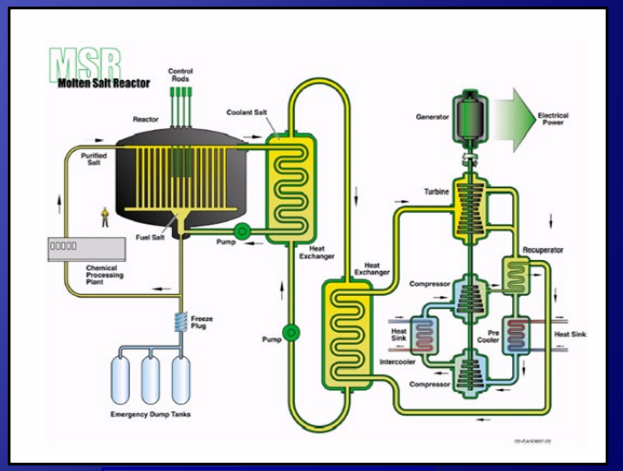
Gas Fast Reactor



Very High Temperature Reactor



Supercritical Water-cooled Reactor



Molten Salt Reactor

OPPA PRAHA PRAGUE PRAGA PRAG
EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti

CC BY SA

VŠCHT PRAHA

Hlavní parametry reaktorů GIV v porovnání s fúzním reaktorem ITER

	SFR	GFR	LFR	VHTR	SCWR	MSR	Fúze	
Chladivo T (°C)	Tekutý Na	He, 7 MPa 480-850	Slitiny olova 550-800	He, 7 MPa 600-1000	Voda 280-550 24 MPa	Tavenina solí 500-720	He, 80 b 300-480	Pb-17Li 480-700
Struktura jádra	*F/M steels* Cladding *AFMA F/M ODS*	*SiCf-SiC composite*	Target, Window Cladding *F/M steels ODS*	Jádro *Grafit* Řídící tyče *C/C SiC/SiC*	*Ni based Alloys & F/M steels*	*Grafit* *Hastelloy*	First wall Blanket *F/M steels ODS SiC_f-SiC*	
T system (°C)	*390-700*	*600-1200*	*350-480*	*600-1600*	*350-620*	*700-800*	*500-625*	
Dávka	Cladding *200 dpa*	*60/90 dpa*	Cladding *~100 dpa*	*7/25 dpa*			*~ 100 dpa* + 10 ppmHe/dpa + 45 ppmH/dpa	
Další komponenty		IHX, turbina *Ni alloys*		IHX, turbina *Ni alloys*				

OPPA PRAHA PRAGUE PRAG EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
CC BY SA
VŠCHT PRAHA

Parametry a využití GIV

Reaktor	Neutrony	Palivový cyklus	Rozměr	Aplikace	R&D
GFR	Rychlé	Uzavřený	Střední	Elektřina, aktinoidové hosp., H_2	**Palivo, materiály, bezpečnost**
LFR	Rychlé	Uzavřený	Malý Střední Velký	Elektřina, aktinoidové hosp., H_2	**Palivo,kompatibilita konstrukčních materiálů**
MSR	Tepelné	Uzavřený	Velký	aktinoidové hosp., H_2	**Palivo, materiály, bezpečnost, spolehlivost**
SFR	Rychlé	Uzavřený	Střední Velký	Elektřina, aktinoidové hosp.	**Zdokonalení recyklace, pasivní bezpečnost, hraniční stavy**
SCWR	Tepelné Rychlé	Otevřený Uzavřený	Velký	Elektřina	**Vysokoteplotní materiály, kompozity, keramika**
VHTR	Tepelné	Otevřený	Střední	Elektřina, H_2, odpadní teplo	**Palivo, materiály, produkce vodíku**

CC BY SA

Bezpečnost reaktorů GIV

- Posíleny prvky inherentní bezpečnosti
- Téměř vyloučeny nehody s tavením aktivní zóny
- Bezpečnostní bariéry
- Absence potřeby vnějšího havarijního plánu a havarijní zóny kolem elektrárny

CC BY SA

Riziko šíření jaderných zbraní (proliferace)

- Riziko ztráty kontroly nad civilním jaderným programem
  - Jaderné materiály, technologie a vědomosti mohou být odcizeny a vyvezeny do zahraničí
- Záměrné zneužití civilního jaderného programu pro vojenské účely
- Množství materiálu potřebného na výrobu jednoduché A-bomby:
  - 25 Kg HEU (90% U235)
  - 8 Kg Pu239



CC BY SA

Zaměření jaderných programů

- Jasný vojenský program od samého počátku
  - USA
  - SSSR
  - Čína
  - Velká Británie
- Tajné využití civilních programů pro vojenské účely
  - Francie, Indie, Izrael, KLDR, JAR
- Zaměření podle druhu vyvíjené A-bomby
  - Plutoniová i uranová: USA, SSSR, VB, Čína, Pákistán
  - Jen plutoniová: Izrael, Indie, (pravděpodobně) KLDR
  - Jen uranová: JAR

CC BY SA

Volba palivového cyklu podle druhu vyvíjené A-bomby

- Uranová bomba
  - Nutné obohacovací zařízení
  - Nejsou třeba konkrétní typy reaktorů ani zařízení na přepracování paliva
- Plutoniová bomba
  - Potřebné určité typy reaktorů a přepracovací zařízení
  - Není nutný obohacovací závod
- Obě varianty: potřeba většiny prvků uzavřeného palivového cyklu
- Jedna z variant: vystačí s otevřeným cyklem

U jakých typů reaktorů bude riziko proliferace vyšší?

CC BY SA

Základy jaderné legislativy

Rizika a výhody

- Jaderná energie staví specielní rizika z hlediska ohrožení zdraví a bezpečnosti osob a životního prostředí. S těmito riziky je třeba nakládat opatrně
- Jaderné materiály a technologie přinášejí významné výhody pro různé obory lidské činnosti (např. medicínu, zemědělství, energetiku a průmysl)
- Jaderné právo se zaměřuje na duální aspekty vážení těchto rizik a výhod

CC BY SA

Jaderná legislativa: národní a mezinárodní

- Jaderné právo se vyvíjí paralelně na národní a mezinárodní úrovni
- Některé principy (např. zabránění proliferaci) jsou v základu mezinárodní
- Další principy (bezpečnost) jsou doposud téměř čistě národní
- Národní zákony musí stále více reflektovat mezinárodní instrumenty a normy

CC BY SA

Národní právní hierarchie

Jaderná legislativa je součástí státního právního systému

- Ústavní úroveň
- Vládní úroveň (obecně aplikovatelné zákony)
- Nařízení, předpisy, výnosy
- Nepovinné směrnice

Jaderná legislativa by měla být konzistentní s národními právními a politickými tradicemi, institucemi, ekonomikou a kulturními hodnotami

CC BY SA

Zdroje mezinárodní jaderné legislativy

--CONVENTIONS, TREATIES, AGREEMENTS
(International Court of Justice Statute, ART. 38.1(a)
-- INTERNATIONAL CUSTOM
(ICJ Statute, ART. 38.1(b)
-- GENERAL PRINCIPLES OF LAW
(ICJ Statute, ART. 38.1(c)
-- JUDICIAL DECISIONS AND EXPERT TEACHINGS
(ICJ Statute, ART. 38.1(d)
-- *Mezinárodní legislativa získává stále více na důležitosti*

CC BY SA

Mezinárodní legislativa a jaderné zákony

-- IAEA STANDARDS AND GUIDANCE DOCUMENTS

(IAEA STATUTE, ART. III, PARA. 6)

-- NEA RECOMMENDATIONS FOR HARMONIZING NATIONAL LAWS & REGULATIONS

(OECD/NEA STATUTE, ART. 8.b.i)

-- UNITED NATIONS SECURITY COUNCIL RESOLUTIONS PURSUANT TO CHAPTER VII OF THE CHARTER (UNSCRs 1373 AND 1540)

-- CODES OF CONDUCT (RADIOACTIVE SOURCES, RESEARCH REACTORS)

CC BY SA

Vývoj mezinárodní jaderné legislativy

- 50. léta 20. stol.: Zaměřeno na vytvoření mezinárodních jaderných institucí (IAEA – 1957; NEA – 1957; UNSECAR – 1955)
- 60 .léta: Zaměřeno na radiační ochranu (ILO CONVENTION, IAEA BASIC SAFETY STANDARDS) a zodpovědnost za civilní obyvatelstvo
- 70. léta Zaměření na nešíření jaderných zbraní (NPT, zóny bez jaderných zbraní)
- 80. a 90. léta zaměření na bezpečnost (safety) – reakce na havárie v Černobylu a Three Miles Islandu (ujednání o naléhavé pomoci, včasného informování, bezpečnosti, ujednání o nakládání s jadernými odpady a vyhořelým palivem).

CC BY SA

Vývoj mezinárodní jaderné legislativy

- Po r. 2000: zaměření na mezinárodní bezpečnost (security) v reakci na 9/11 a další teroristické útoky, zaměření na zdroje a výzkumné reaktory
- Po r. 2010: V centru pozornosti znovu bezpečnost (safety) po Fukushimské havárii, návrhy na zlepšení současných právních nástrojů

CC BY SA

3 aspekty jaderného práva: safety, security and safeguards (3s koncept)

- Bezpečnost, mezinárodní bezpečnost, zabezpečení

Safety

Zaměření: nezamýšlené podmínky/události vedoucí k úniku radiace ze schválených provozů/aktivit

akce: konstrukční ochrana, bezpečnostní management a dohled regulačních orgánů

Security

Zaměření: Mezinárodní zneužití jaderného nebo radioaktivního materiálu nestátními organizacemi

akce: Fyzická ochrana, sběr dat, prosazení práva

Safeguard/non-proliferation

Zaměření: Omezení aktivit států, které by mohly vést ke získání jaderných zbraní

akce: mezinárodní právní závazky, kontrola transferu technologií, ověřování zabezpečení

CC BY SA

Vztahy bezpečnosti, mezinárodní bezpečnosti a zabezpečení

- Protiproliferační kontrola exportu může zabránit získání zařízení nebo materiálu teroristy
- Ochrana do hloubky (bezpečnost) přispívá k mezinárodní bezpečnosti
- Fyzická ochrana prováděná kvůli mezinárodní bezpečnosti může přispět k obecné bezpečnosti

CC BY SA

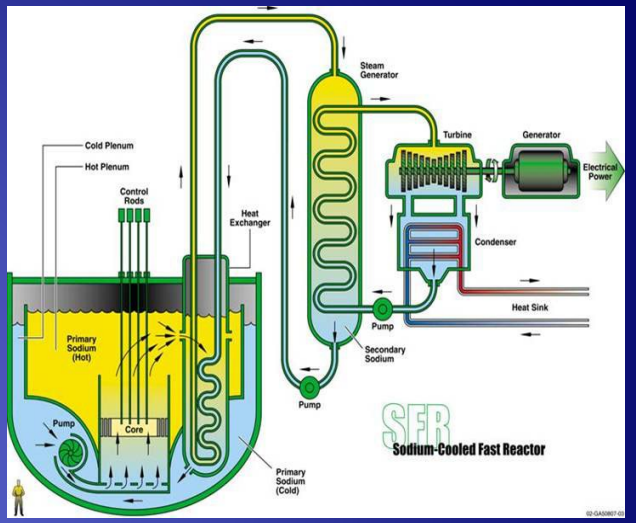
Principy jaderného práva

1. Bezpečnost (Safety) (Prevence, ochrana, opatrnost)
2. Mezinárodní bezpečnost (security)
3. Zodpovědnost
4. Oprávněnost
5. Nepřetržitá kontrola
6. Kompenzace
7. Udržitelný vývoj
8. Shoda
9. Nezávislost
10. Průhlednost
11. Mezinárodní spolupráce

CC BY SA

Sodium Fast Reactor
(sodíkem chlazený rychlý reaktor)

Parametry reaktoru	Referenční hodnota
Výstupní teplota	530 – 550°C
Tlak	Cca 1 atm.
Výkon	1000 – 5000 MW_t
Palivo	Slitina oxidu nebo kovu
Pokrytí	Feritické
Měrný objemový výkon	350 MW_t/m^3



2007
+


Russia


China

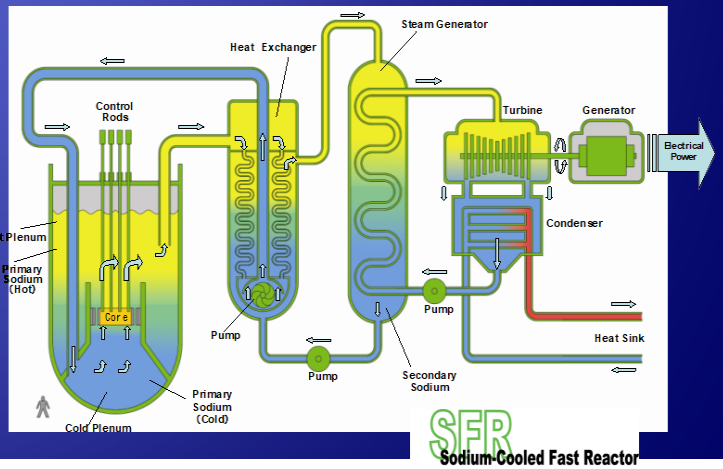

France


U.S.A.

SFR Steering Committee


Euratom countries


South Korea



OPPA PRAHA PRAGUE PRAGA PRAG EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti

CC BY SA

VŠCHT PRAHA

SFR – hlavní charakteristiky

- Nejvyvinutější systém ze IV. Generace – návaznost na zkušenosti s provozovanými FBR (Phenix, atd.)
- Tříokrujový systém:
  - Primár – radioaktivní sodík
  - Sekundár – sodík
  - Terciální okruh – voda a pára sturbinou
- Uzavřený palivový cyklus, spojení přepracováním paliva
- Výhoda chladiva sodíku – vysoká tepelná vodivost, vysoká teplota varu – prevence havárie z přehřátí systému, umožňuje pracovat při nízkém tlaku v systému
- Spouštěcí palivo – vyhořelé palivo z tepelných reaktorů

CC BY SA

SFR – technologické mezery

- Zajistit pasivní bezpečnostní odezvu na všechny základní iniciátory poruch, včetně jejich krátkodobého působení bez nutnosti odstavit reaktor
- Redukce hlavních nákladů
- Test schopnosti reaktoru čelit hraničním stavům
- Zdokonalení recyklace paliva - pyroprocesu
- Vývoj technologie výroby oxidů paliva se vzdálenou obsluhou a údržbou
- Inspekce a opravy za provozu v tekutém sodíku
- Dokončení palivové databáze

CC BY SA

SFR – oblasti dalšího vývoje

- Palivo – MOX nebo kov – bude obsahovat štěpné produkty (radioaktivní látky) – to vyžaduje dálkově řízenou výrobu paliva
- Bezpečnost
  - pasivně – bezpečnostní odezva na přechodné stavy bez nutnosti odstavení reaktoru
  - Zabezpečení hraničních stavů bez ztráty schopnosti chlazení nebo ztráty funkčnosti konteinmentu

Kontrolní otázka:

Jaké typy reaktorů patří do tzv IV. generace?

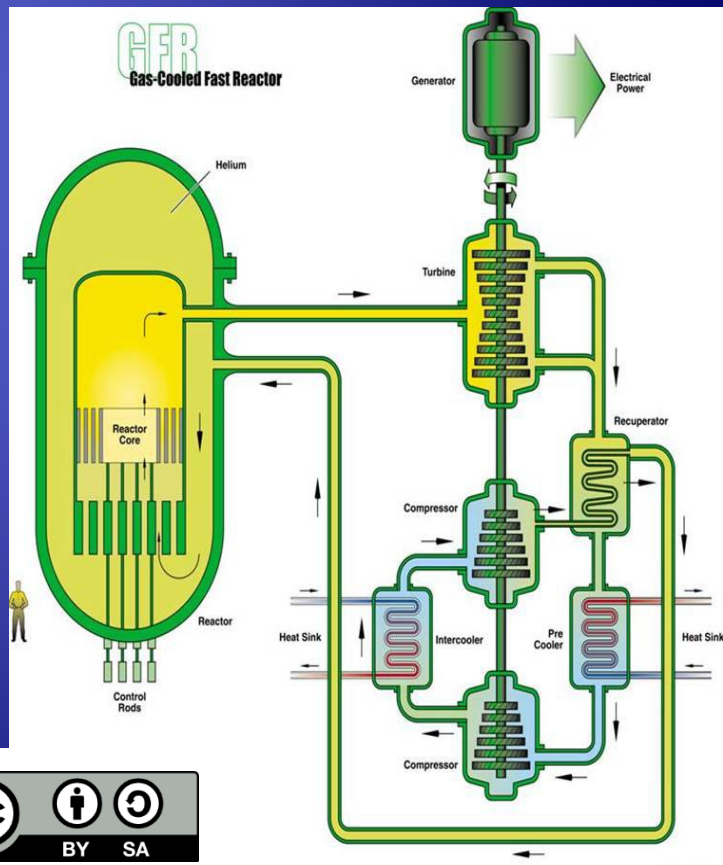
CC BY SA

Gas Fast Reactor
(Plynem chlazený rychlý reaktor)

Parametry reaktoru	Referenční hodnota
Teplota chladiva vstupní/ výstupní	490/850°C
Tlak	9,12 MPa
Výkon	600 MW_t/288 MW_e
Účinnost (přímý cyklus)	48%
Palivo	UPuC/SiC (70/30%) s obsahem 20% Pu
Měrný objemový výkon	100 MW_t/m^3

Konverzní poměr aktivní zóny ~1





EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
CC BY SA

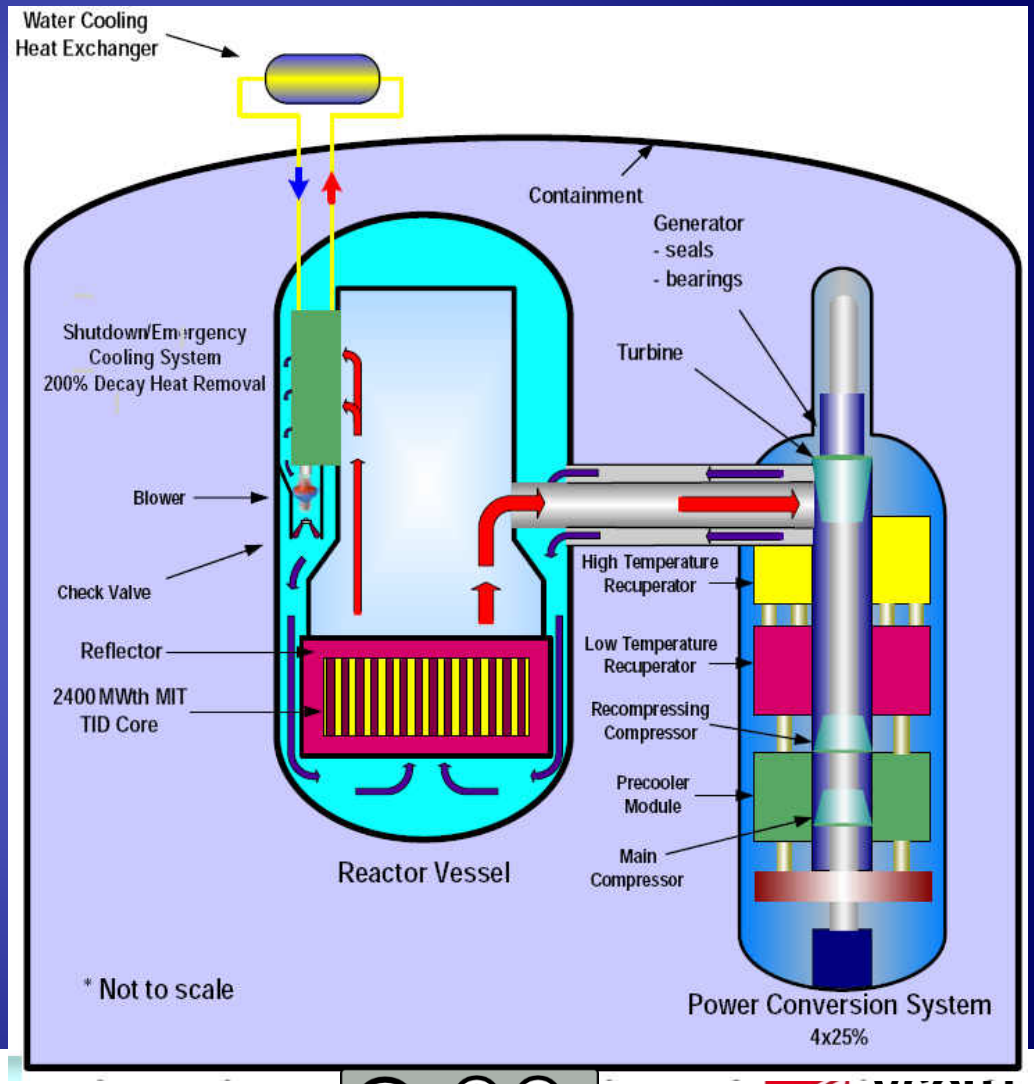
GFR – otázka chladiva

- Japonsko –2 koncepty
  - heliem chlazený (7MPa, 850°C), přímý cyklus
  - CO_2 chlazený (12,5MPa, 527°C), přímý cyklus
- Francie (CEA)
  - heliem chlazený (7MPa, 850°C), přímý cyklus
  - nepřímý cyklus, helium v primárním okruhu
    - SCO2 (20MPa, 550°C) v sekundárním okruhu
    - helium/dusík v sekundárním okruhu, kombinovaný cyklus
- USA –2 koncepty
  - heliem chlazený (7MPa, 850°C), přímý cyklus
  - SCO_2 chlazený (20MPa, 650°C), přímý cyklus

CC BY SA

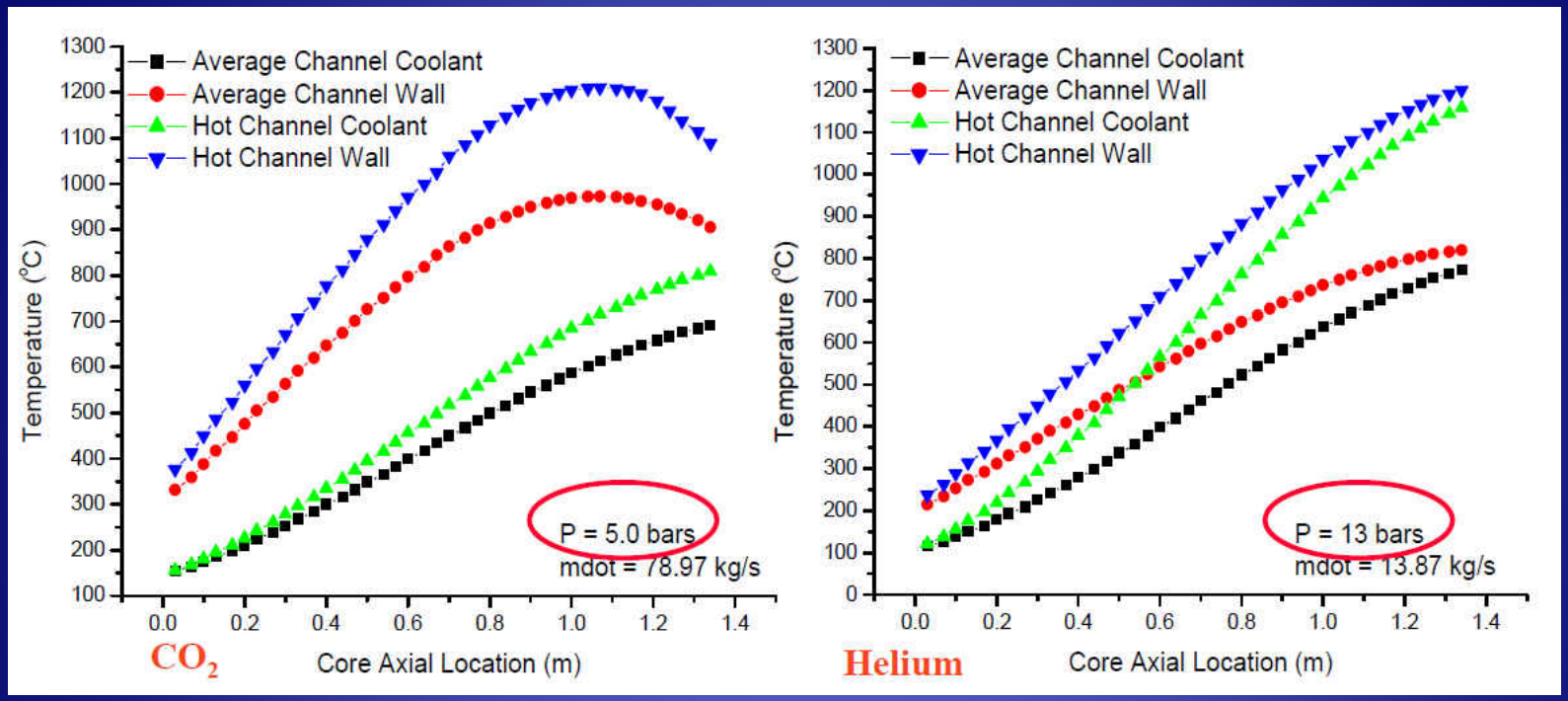
Alternativní GFR chlazený S-CO_2

- Přímý cyklus
- Objemový výkon 100kW/l, výkon 2400MWt
- Výstupní teplota chladiva 650°C, účinnost 48%
- Nádoba –předpjaté lité železo s nerez ocel vystýlkou
- Pasivní systém odvodu zbytkového tepla zálohuje vysoce spolehlivý aktivní systém –dmychadla poháněná palivovými články a diesel generátory–konstrukční tlak kontejnmentu 8bar



CC BY SA

Chlazení GFR přirozenou cirkulací CO_2 a He

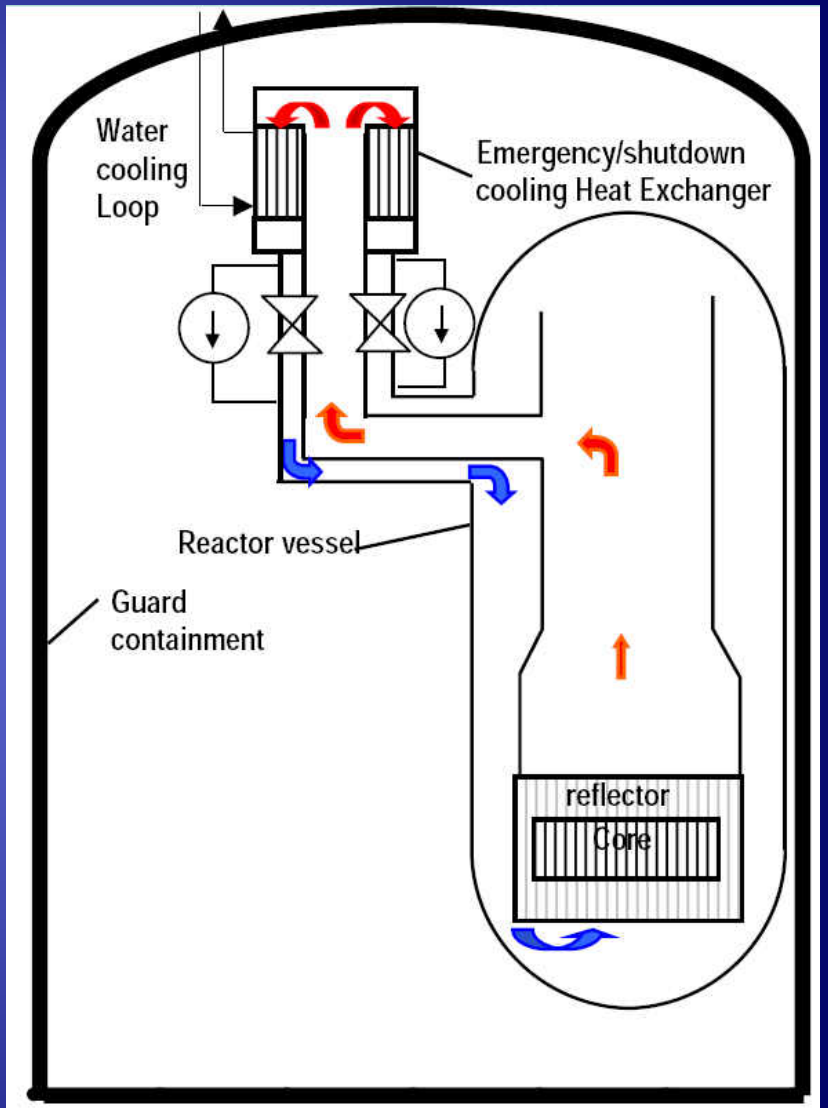


- Limity: max. teplota pokrytí paliva =1200°C, max.výstupní teplotaT=850°C
- CO2 mnohem lepší než He –tlak v kontejnmentu 5 bar versus 13 bar pro He

CC BY SA

Princip pasivního odvodu zbytkového tepla

- 3x 100% chladicí smyčky spojují havarijní výměník tepla a aktivní zónu
- Aktivní zóna má nízkou tlakovou ztrátu
- Po ztrátě tlaku primárního systému je výsledný tlak v ochranném kontejnmentu dostatečný k tomu aby přirozená cirkulace plynu uchladila AZ
- Spojovací potrubí musí být dostatečně velké aby se minimalizovali tlakové ztráty
- Heliem chlazený GFR vyžaduje vysoký konstrukční tlak ochranného kontejmentu= neekonomické řešení, proto zvoleno semi-pasivní řešení



GFR - kontejnment

- kulový kontejnment (asi 30m průměr) udržuje tlak při odtlakování reaktorové nádoby na úrovní nezbytné k odvodu tepla přirozenou cirkulací chladiva
- Betonový kontejnment chrání proti externím hazardům



CC BY SA

GFR – výzkum a vývoj

- Palivo
- Materiál jádra reaktoru odolný proti vysokým teplotám a neutronovým tokům
- Bezpečnost zahrnující systémy pro odvod tepla při vysoké výkonové hustotě
- Pasivní chlazení He při nízkých tlacích (ztrátě tlaku)
- Technologii palivového cyklu včetně kompaktního nakládání s vyhořelým palivem a přípravu pro recyklaci
- Vývoj výkonné heliové turbíny
- Návrh propojení návazných technologických procesů s vysokoteplotním odpadním teplem

CC BY SA

GFR – konstrukční materiály

- Musí odolat poškození rychlými neutrony při vysokých teplotách
- Kandidátské materiály jádra reaktoru – keramika
  - karbidy: SiC, ZrC, TiC, NbC
  - nitridy: ZrN, TiN
  - oxidy: MgO, $Zr(Y)O_2$

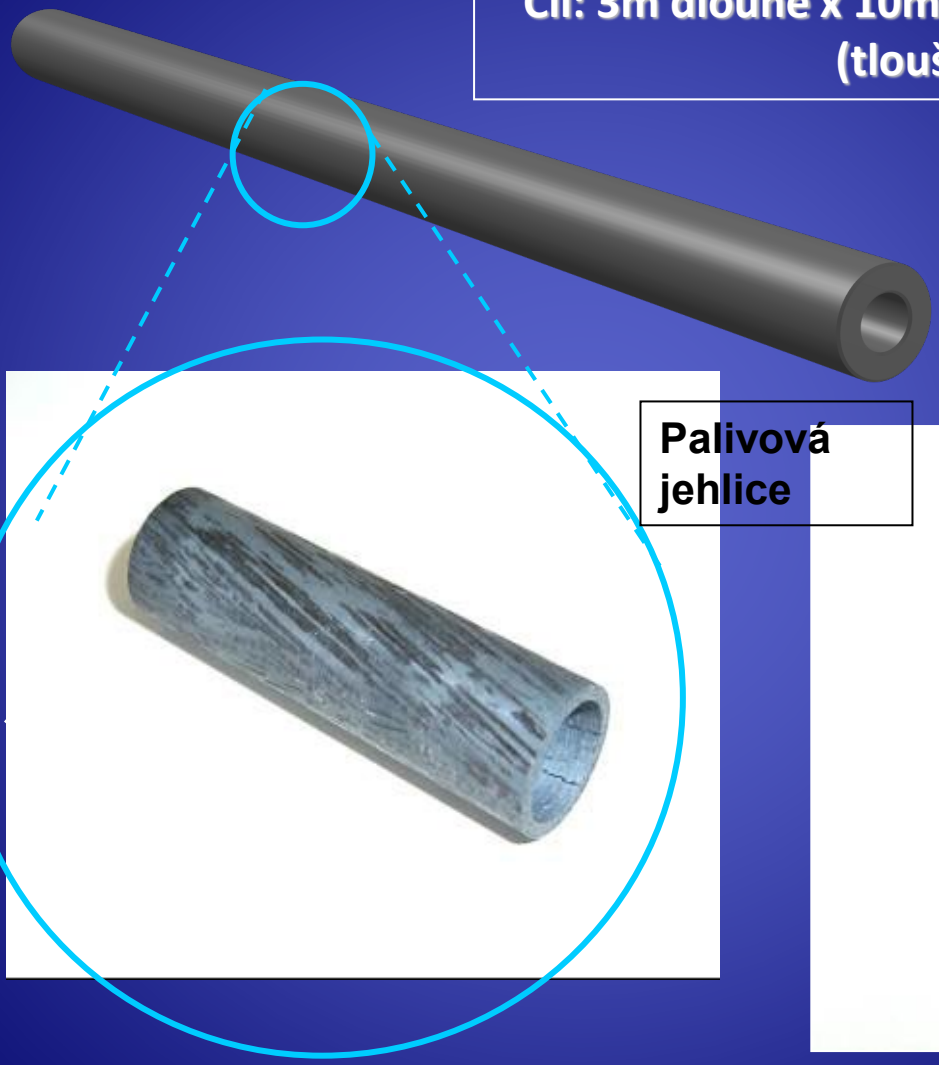
CC BY SA

GFR palivo

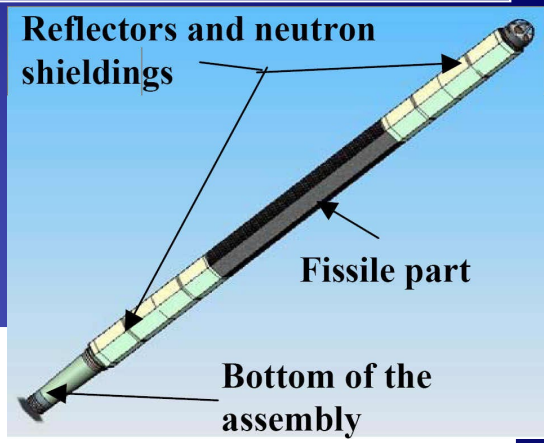
Cíl: 3m dlouhé x 10mm (vnitřní průměr) x 1mm (tloušťka stěny)



Palivový plát



Palivová jehlice

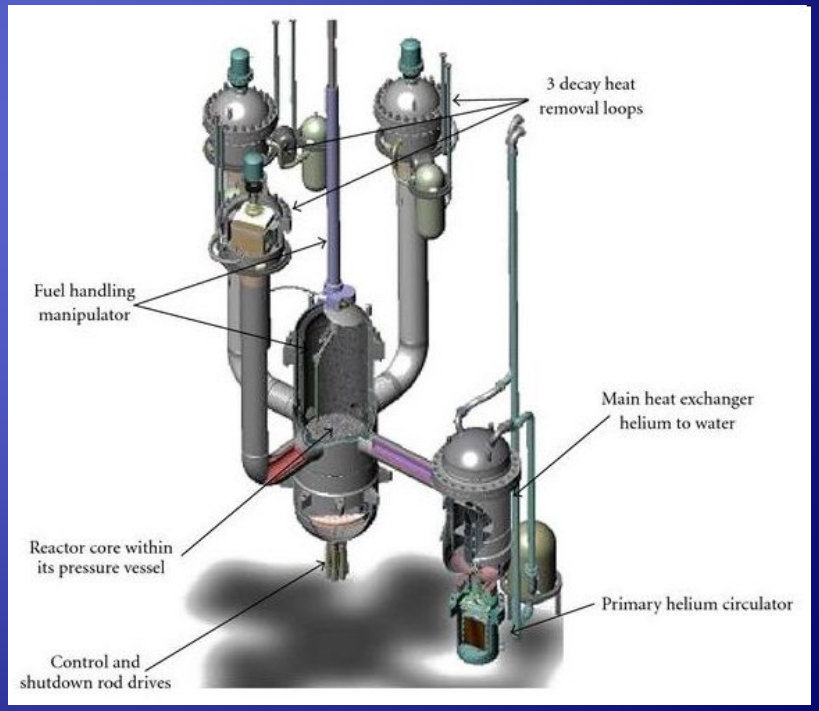




CC BY SA

ALLEGRO

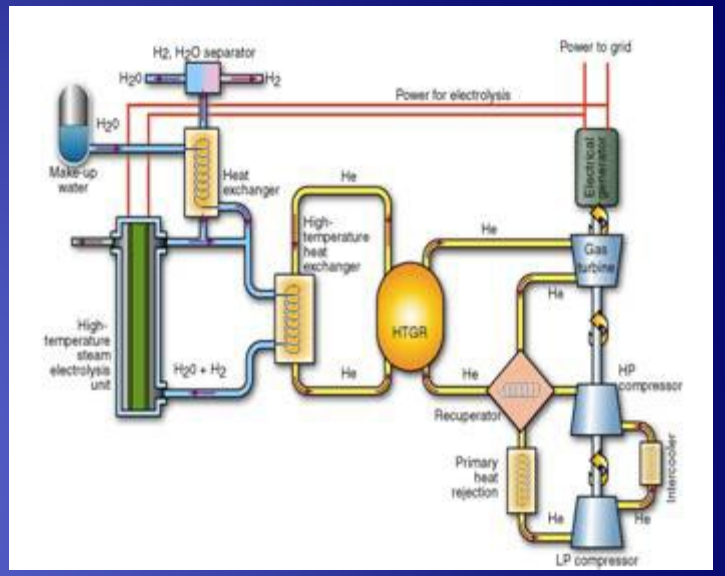
- Evropský koncept GFR
- 60-80 MWt
- Dohodnuto konsorcium ČR, SR a Maďarsko za podpory Francie
- Mohl by stát v ČR



CC BY SA

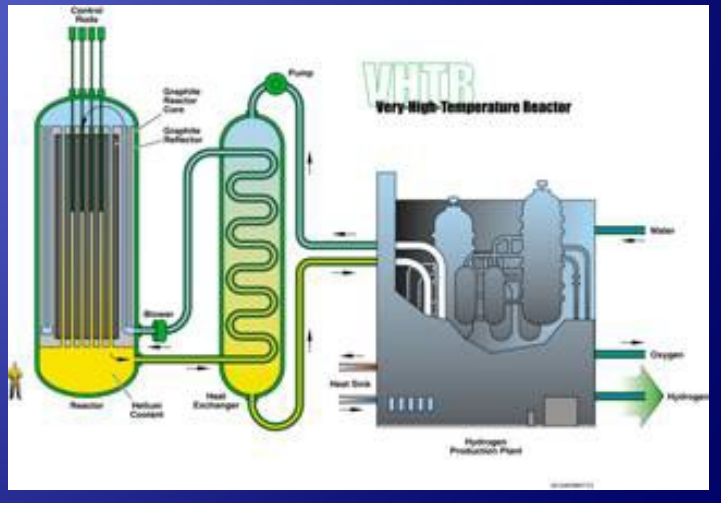
Very High Temperature Reactor
(Plynem chlazený vysokoteplotní reaktor)

Parametry reaktoru	Referenční hodnota
Teplota chladiva vstupní/ výstupní	640/1000°C (a více)
Tlak	7 MPa
Výkon	600 MW_t
Účinnost (přímý cyklus)	>50%
Průtok helia	320 kg/s
Palivo	Bloky, tyče nobo koule se ZrC pokrytím
Měrný objemový výkon	6 - 10 MW_t/m^3



2007
+
China





OPPA PRAHA PRAGUE PRAGA PRAG
EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti

CC BY SA

VŠCHT PRAHA

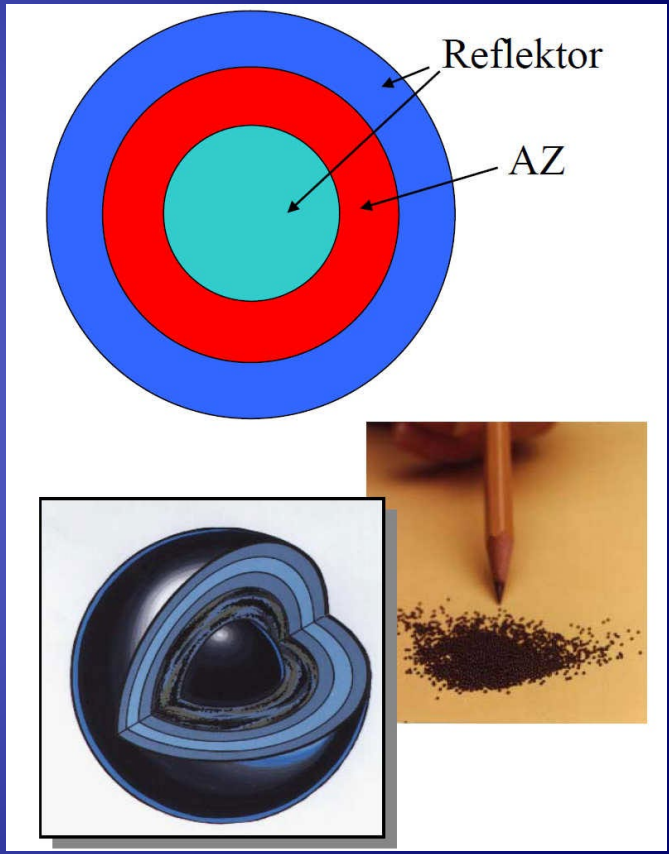
V/HTR

- Vychází z HTGR (HTR) reaktorů, nejvíce se blíží PBMR
- Systém vyvíjen pro výrobu elektřiny, ale především pro přímé využití tepla v technologických procesech (např. výrobě vodíku)
- Chladivo – helium, moderátor grafit, velmi vysoká teplota chladiva (1000°C na výstupu a více)
- Jádro reaktoru s kulovým ložem nebo prismatickými bloky
- Důraz na pasivní bezpečnost
- Otevřený palivový cyklus
- Turbina v primárním okruhu (přímý cyklus), některé koncepty počítají s turbinou v sekundárním okruhu (nepřímý cyklus)
- Ostatní aplikace – v nepřímém cyklu přes výměník
- Nízký objemový výkon (na rozdíl proti GFR): 5-8 kW/l

CC BY SA

V/HTR

- Odvod zbytkového tepla radiací
- Odvod zbytkového tepla vedením a radiací
- Mikročásticové palivo s několikavrstvovým povlakem schopné udržet těsnost do teploty 1600°C
- Negativní koeficienty reaktivity
- Výsledkem je vysoká inherentní bezpečnost

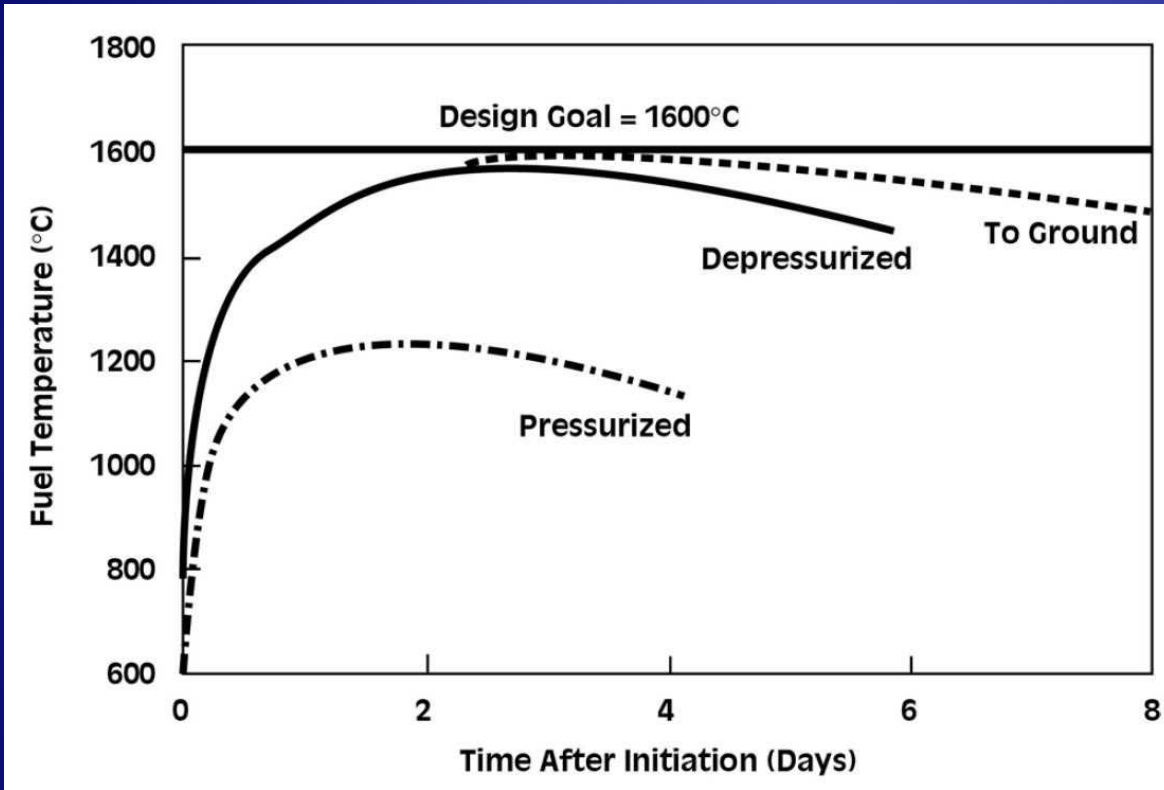


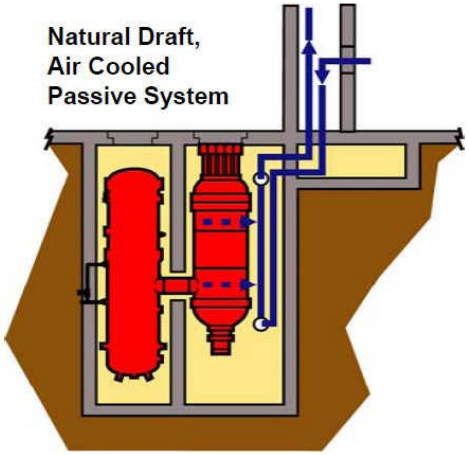
Kontrolní otázka:

Jaká chladiva je uvažováno pro GFR? Jaké jsou jejich přednosti a nedostatky?

cc BY SA

VHTR – typický vývoj teploty při ztrátě chlazení





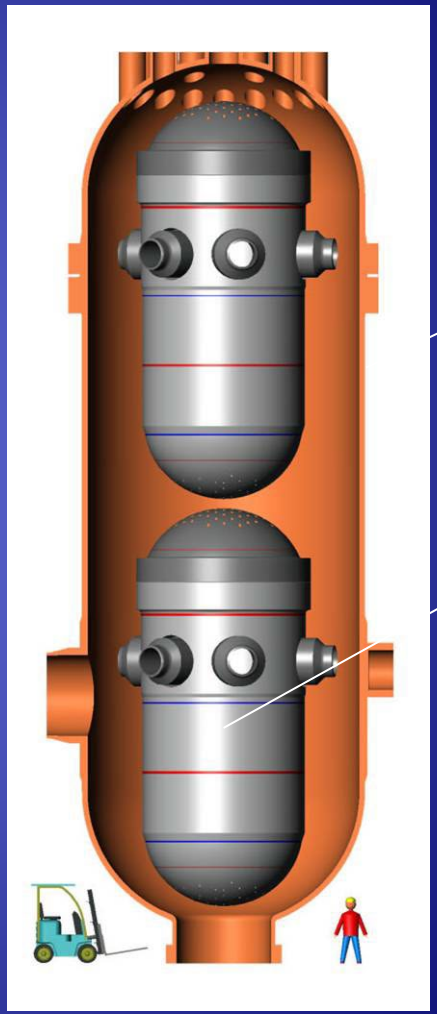
Passive Reactor Cavity Cooling System

Reaktor při totální ztrátě chlazení sám sníží výkon bez zásahu operátora a zbytkové teplo je odvedeno do okolí

CC BY SA

Cena za inherentní bezpečnost V/HTR

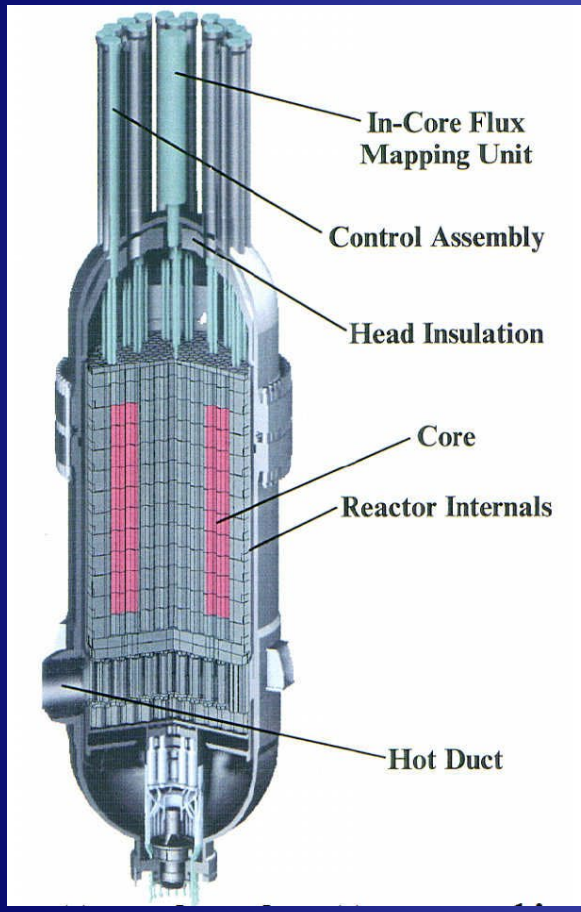
- Obrovská reaktorová nádoba
- Dosažitelné výkony jsou relativně nízké
  - 300MWe pro prismatickou AZ
  - 175 MWe pro kulové lože
- Otevřená debata kolem potřebnosti kontejnmentu
  - argument –kontejnmentem je trojitý povlak paliva a poškození AZ je téměř vyloučeno
  - Bez kontejnmentuje lepší ekonomika, ale takový design se asi nebude líbit regulačním orgánům



CC BY SA

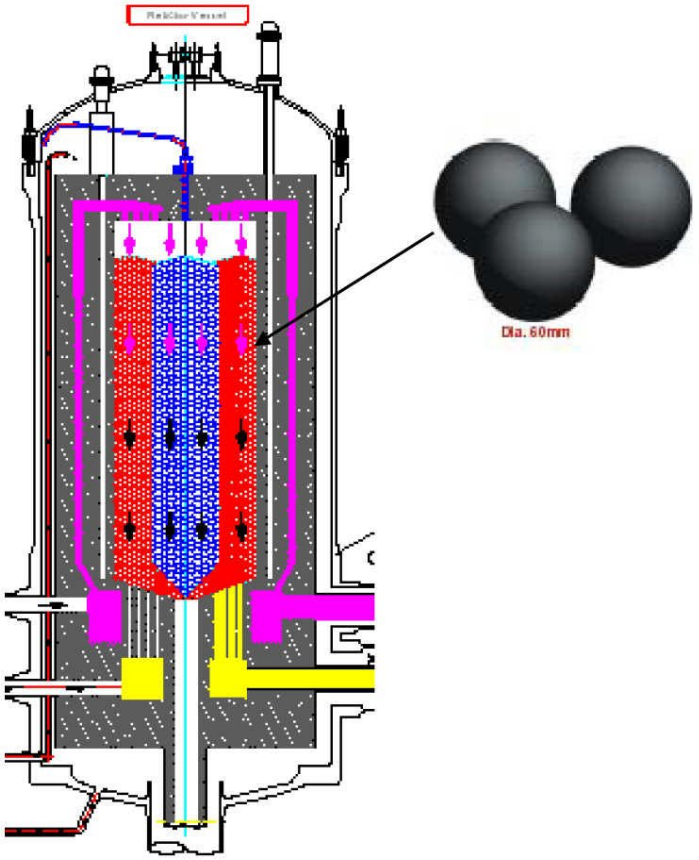
V/HTR- Hlavní kandidáti

Reaktor s prismatickou AZ



Kampaňová výměna paliva

Reaktor s kulovým ložem



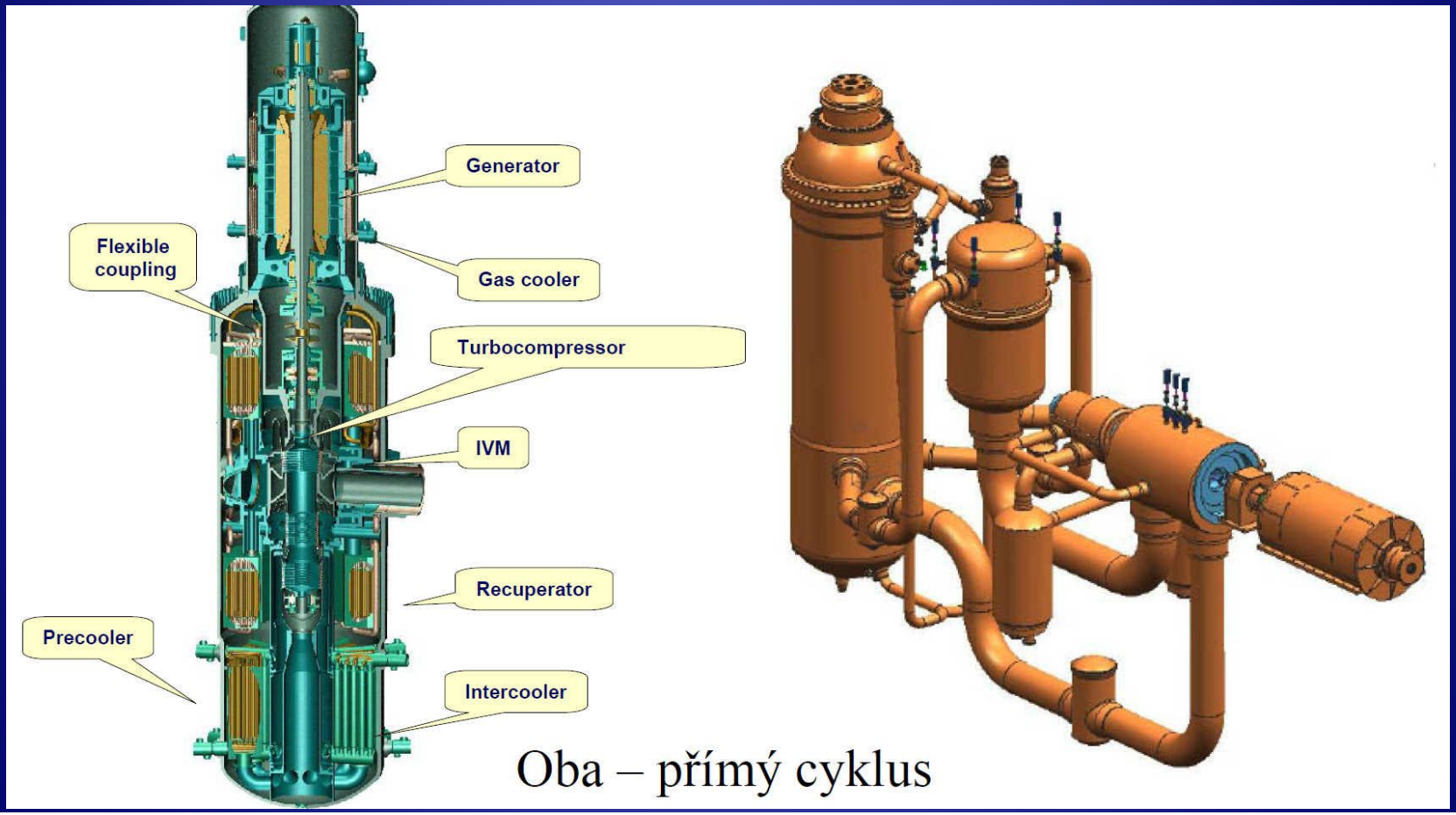
Kontinuální výměna paliva

CC BY SA

V/HTR – dva hlavní designy Braytonova cyklu

Integrální design

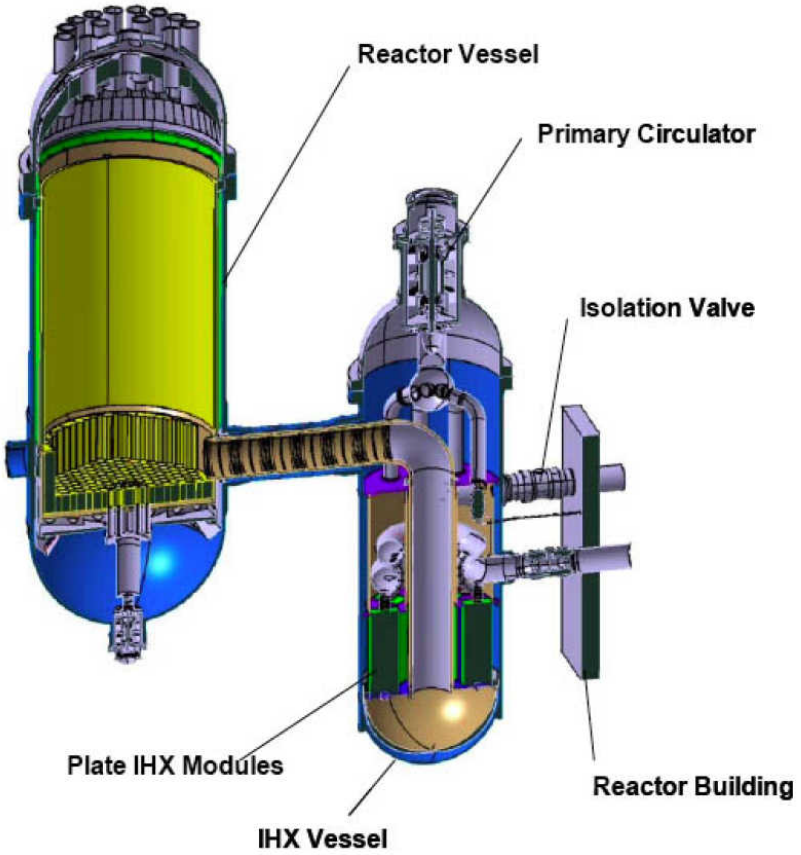
Distribuovaný design



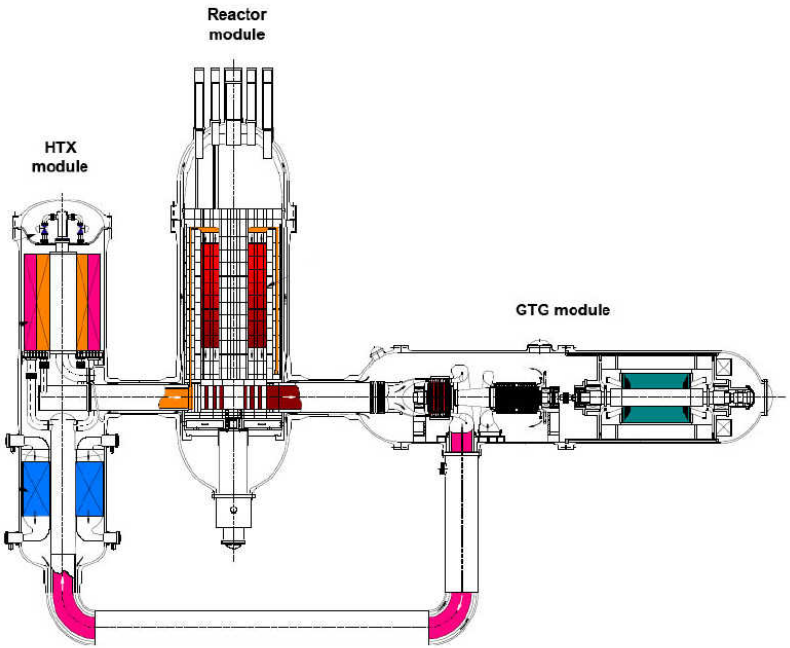
CC BY SA

V/HTR – další možná řešení

Nepřímý kombinovaný cyklus

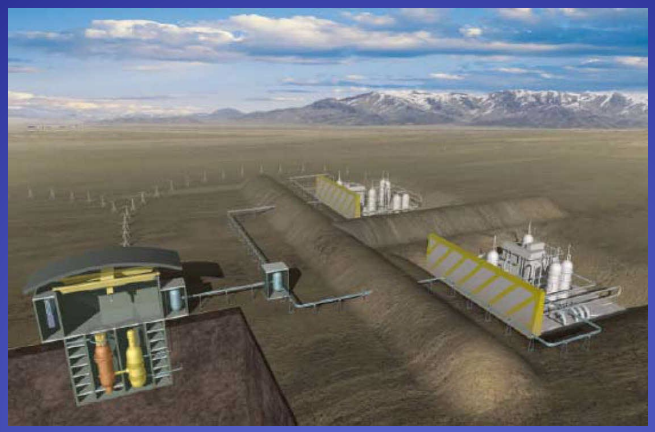


Japonská verze
GTHTR300, prismatická AZ



CC BY SA

Program V/HTR v USA - NGP

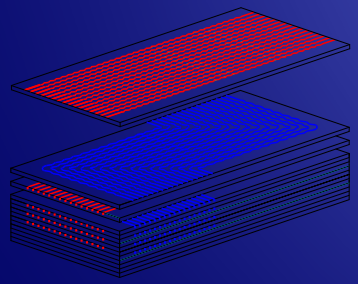


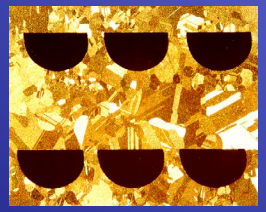
- NGP = next generation power plant s vysokoteplotním reaktorem
- Má být postavena ve státu Idaho
- Demonstrační jednotka pro výrobu elektřiny a H_2 vysokoteplotní elektrolýzou a termochemickým procesem IS
- Provoz by měl začít v r. 2021
- *Je ale otázkou, jak se na plnění plánu podepíše ekonomická recese*

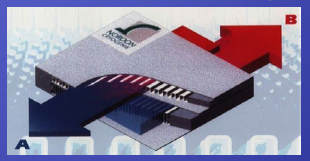
CC BY SA

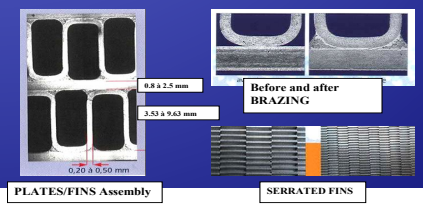
V/HTR – výzkum a vývoj

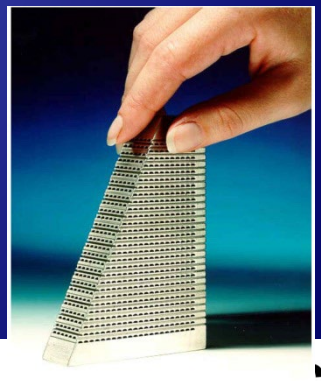
- Konstrukční materiály
  - Konstrukční materiály musí vydržet vysoké teploty a tlaky (+ radiaci) po dlouhou dobu
  - Důraz na odolnost vůči creepu, cyklické únavě a korozi v daném prostředí
  - Dobré mechanické vlastnosti, odolnost proti vlivu záření a oxidaci O_2 a H_2O grafitu a kompozitních materiálů
  - Důraz na vyrobitelnost a dobrou svařitelnost kovových materiálů
- Vývoj komponent, zejména výměníku (IHX)
  - Vyvíjí se zejména design deskového a zebrovaného výměníku











CC BY SA

V/HTR-výzkum a vývoj

- Výměník pro V/HTR
  - namáhán velkými rozdíly teplot (chlazené/chladící médium)
  - Plánovaná životnost – 20 let
  - Je požadována vysoká účinnost výměny tepla (nad 95%), nízká tlaková ztráta a média nesmějí pronikat stěnou výměníku
  - Uvažují se tyto konstrukční matriály: vysokotoplotní Ni-slitiny: Haynes 230, Inconel 617 (Ni-slitiny), ODS oceli, pro nejvyšší teploty i keramické materiály (vysoká odolnost ale nízká tepelná vodivost)
- Další oblasti R&D: Design reaktoru, Palivo včetně ZrC pokrytí, palivový cyklus, grafit

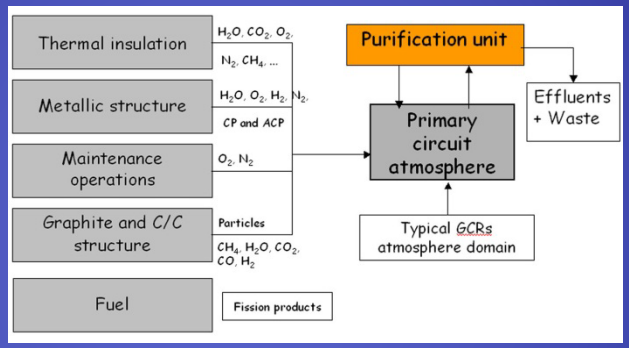
Reactor	Location	Power (MWt)	He temp. in/out (°C)	Core	Operation years
Dragon	UK	20	350/750	Cylindrical	1965–1975
Peach Bottom	USA	115	377/750	Cylindrical	1967–1974
AVR	Germany	46	270/950	Pebble bed	1968–1988
Fort St Vrain	USA	842	400/775	Hexagonal	1976–1989
THTR	Germany	750	270/750	Pebble bed	1985–1989
HTTR	Japan	30	395/950	Hexagonal	1998
HTR-10	China	10	250–300/ 700–950	Pebble bed	2000
PBMR	SA	500	350/950	Pebble bed	In development
ANTARES	France	600	400/850	Hexagonal	In development
GT-MHR	USA/Russia	550–600	490/950	Hexagonal	In development
HTR-PM	China	450	250/750	Pebble bed	In development
GTHTR300	Japan	600	589/850	Hexagonal	In development

HTR zařízení ve světě – minulá, současná i ve vývoji, energetická i experimentální

CC BY SA

Chemie He-chladiva

- He je inertní plyn, samo o sobě nereaguje s konstrukčními materiály
- Chladivo ale obsahuje nečistoty, které se do něho dostávají desorpcí z konstrukčních materiálů nebo průnikem z okolí (např. sekundárního technologického okruhu, průnikem maziva, aj.)



- Tyto nečistoty pak mohou reagovat mezi sebou nebo s konstrukčními materiály
- Významná je reakce s grafitem:

$C+H_2O = H_2 +CO$

$C+2H_2 = CH_4$

- Po průniku vlhkosti do primárního okruhu pak vzniknou i další nečistoty

CC BY SA

Předpokládané nečistoty ve V/HTR chladivu

Nečistota	Předpokládaná koncentrace(cm^3/m^3)	Způsob poškození konstrukčních materiálů
H_2, tritium	20 – 500	Vodíkové křehnutí, nepřímo ovlivňuje karburizaci, dekarburizaci
H_2O	do 1	Oxidační reakce s kovy i grafitem
CO	1 – 300	Karburizace, dekarburizace
CH_4	2 – 40	Karburizace, dekarburizace
CO_2	0,1 – 10	Karburizace, dekarburizace
N_2	do 1,5	Patrně zanedbatelný vliv
O_2	<0,1	Oxidace kovů i grafitu
prach	-	eroze

Koncentrace nečistot závisí na spoustě faktorů a náhodných vlivů – např. průniku vzduchu, maziv a technologických médií do primárního okruhu, atd.

CC BY SA

Nečistoty v chladivu HTR (HTGR) prototypů

Nečistoty ppm	H_2O	CO_2	H_2	CO	CH_4	N_2
Peach Bottom	<0,5	-	9	0,5	0,6	0,5
AVR	3	10	30	30	-	-
Dragon	0,05	<0,02	1,0	0,6	0,15	0,15

Tato tabulka se vztahuje k **ustálenému** provozu rektorů. Při mimořádných událostech (např. průniku vzduchu nebo vody do systému) nebo najíždění reaktoru je nutno počítat s vyššími hodnotami

CC BY SA

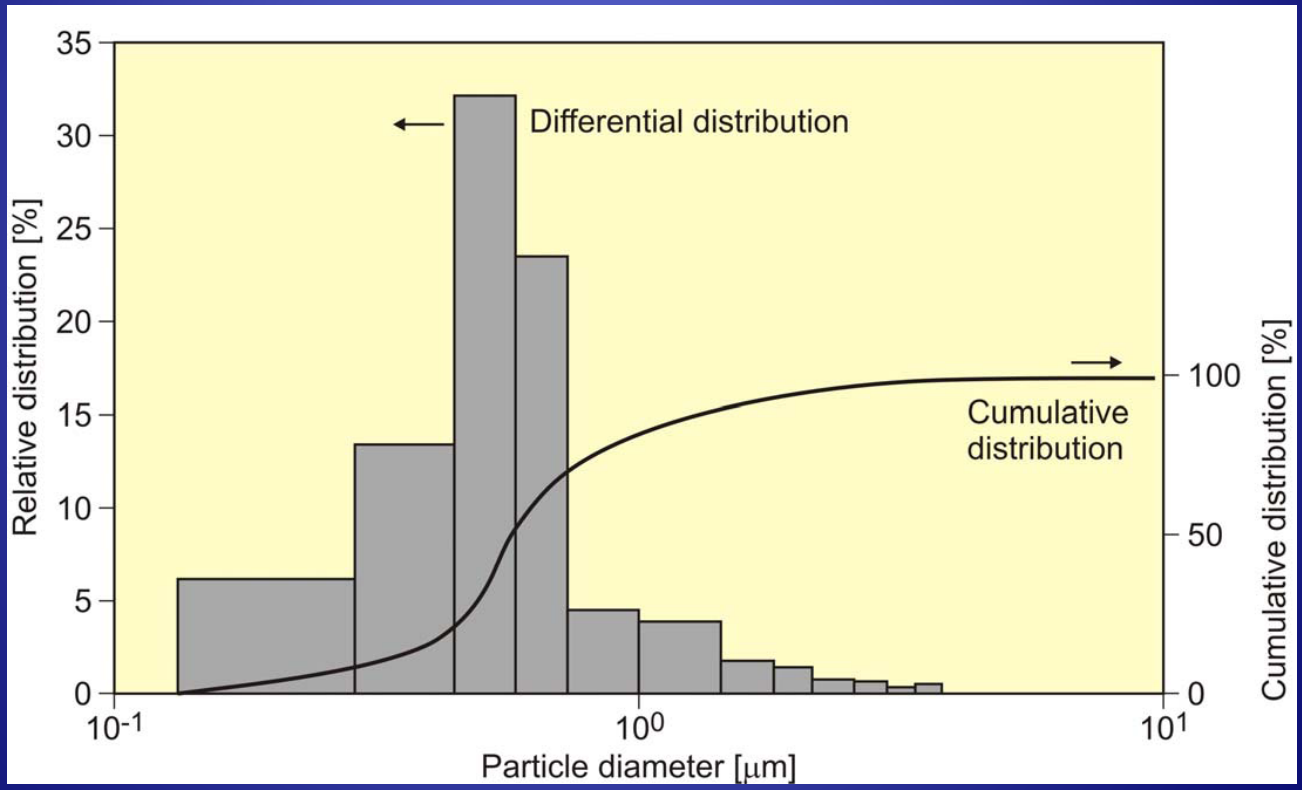
Prach v primárním okruhu V/HTR

- Prach na sebe váže štěpné produkty – mobilizovaná aktivita v primárním systému
- Zkušenosti z provozu experimentálního reaktoru AVR (Německo) – 46 MWt/15 MWe, 21 let provozu
- Odhadované celkové množství prachu za celý provoz: 46 – 200 kg.
- Zdroje prachu:
  - Obrušování palivových koulí 3 kg/rok – 5 kg/rok: 46-80 kg
  - Obrušování kovových součástí (kovový prach) – 5-15%
  - Vniknutí oleje a následná teplotní degradace oleje
  - Drolení a olupování materiálů vlivem vniknutí vzduchu (7-8 kg za dobu provozu)

CC BY SA

Prach v primárním okruhu V/HTR

- Koncentrace prachu v plynu: 5 µg/m^3
- Velikost prachových částic: většina < 1 µm



CC BY SA

Radioaktivita prachu

- Způsobena adsorbovanými štěpnými produkty
- Aktivita štěpných produktů v AVR systému:

Radionuklid	Aktivita v AVR prachu [GBq/kg]
Cs137	2 – 96
Cs134	0,7 – 27
Sr90	19 – 363
Sr89	0,6 – 42
Ag110m	0,1 – 43
I131	0 – 3
Co60	0,2 - 8

CC BY SA

Vliv nečistot v He na korozi kovových materiálů

- Nejedná se o elektrochemickou korozi jako u paro-vodních energetických oběhů (okruhů)
- Není tak fatální, jako může být elektrochemická koroze, vliv nečistot se projeví většinou až za delší dobu (několik tisíc nebo desítek tisíc hodin)
- Koroze probíhá jinak pod a nad tzv. kritickou teplotou (T_k=cca 940°C)
- Koroze nad kritickou teplotou:

$$2Cr_2O_3 + Cr_{23}C_6 \xrightarrow{H_2, H_2O} 6CO + 27Cr$$

- CO je termodynamicky stálejší než karbidy a oxidy Cr
- Nízký CH_4/H_2O (cca do 20:1 pro Inconel 617):
  - Na povrchu oxidy chrómu + totální oduhličení (dekarburizace) slitiny
- Vysoký CH_4/H_2O (cca 200:1 a výše pro Inconel 617)
  - Kontinuální karburizace slitiny

$$CH_4 \rightarrow C_{povrch} + 2H_2$$

$$C_{povrch} + H_2O \rightarrow CO + H_2$$

$$C_{povrch} \xrightarrow{vnitřni\_difúze} vznik\_karbidů\_v\_kovu$$

CC BY SA

Koroze slitin pod kritickou teplotou

$$3H_2O + 2Cr \rightarrow Cr_2O_3 + 3H_2$$

$$H_2O + C_{kov} \rightarrow CO + H_2$$

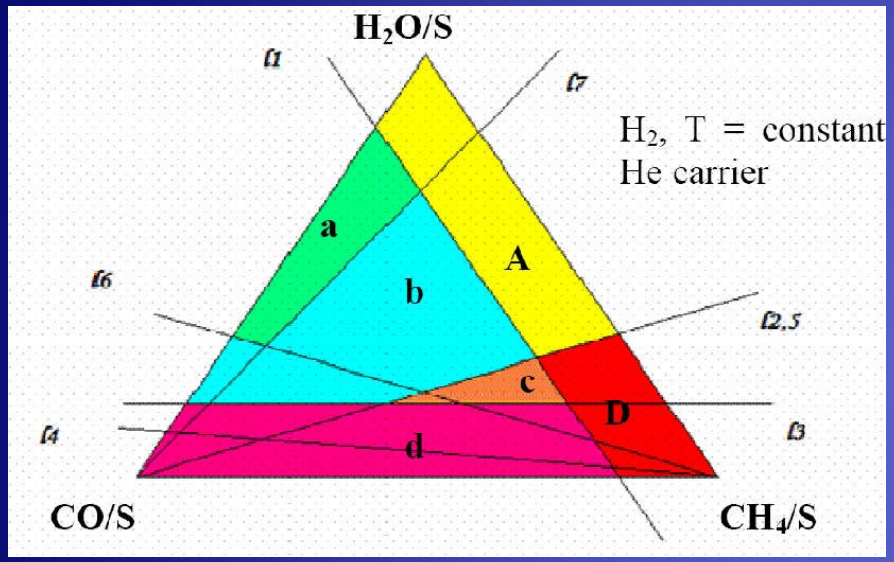
$$CH_4 \rightarrow C_{povrch} + 2H_2$$

$$H_2O + C_{povrch} \rightarrow CO + H_2$$

$$CO + 3Cr \rightarrow \frac{1}{3}Cr_2O_3 + \frac{1}{3}Cr_7C_3$$

CC BY SA

TEA (Ternary Environmental Attack) diagram



A, a – intentívní dekarburizace skrz porení oxidické vrstvy

b-růst kompaktních (ochranných) vrstev oxidů chrómu

c-směsné vrstvy karbidů a oxidů, karburizace

D, d-intenzívní karburizace

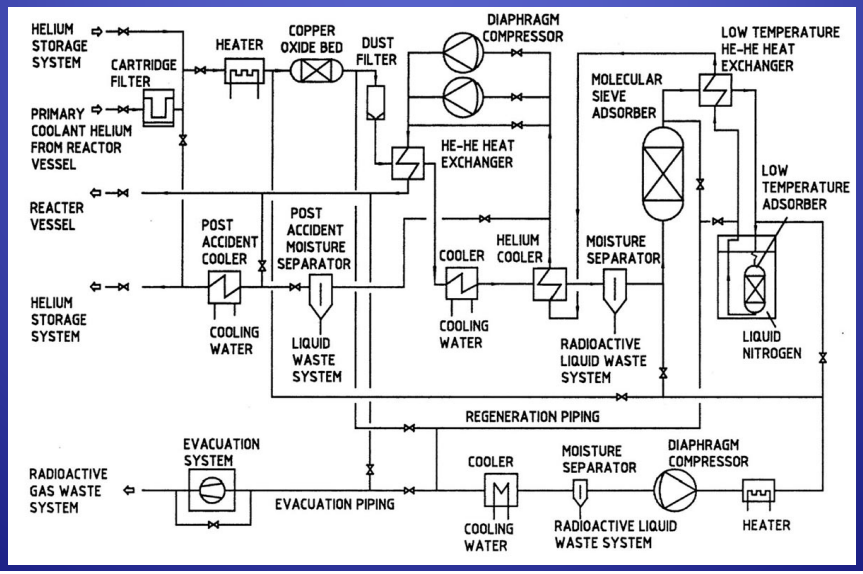
- Druh poškození závisí na poměru parciálních tlaků
- $S=p(H_2O) + p(CO) + p(CH_4)$

Ve V/HTR – současná degradace materiálů vlivem radioaktivního záření, vysoké teploty a cyklické únavy

CC BY SA

Odstraňování nečistot z plynného chladiva

- Příklad – systém čištění hélia pro čínský experimentální reaktor HTR-10
- Průtok – až 10,5 kg/hod (5% z celkového průtoku He v primárním okruhu) celkového průtoku ve smyčce
- Účinnost >99%, navržen na 2000 hod. kontinuálního čištění (do regenerace molekulových sít)



CC BY SA

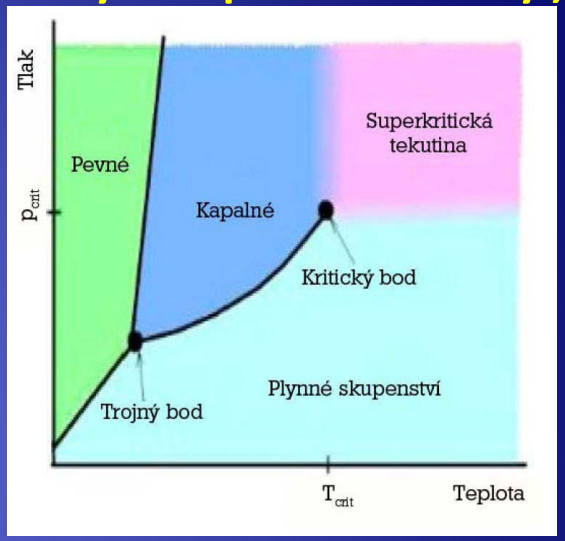
Odstraňování nečistot z plynného chladiva

- Prach – zachycení na mechanických filtrech (částice >5µm s účinností > 99%)
- H_2, tritium, CO-oxidace na CuO nebo Cr_2O_3 při 250ºC
- O_2 – adsorpce na Cu při vysoké teplotě (nebo reakce s jinými konstrukčními materiály)
- H_2O, CO_2 – adsorpce na molekulových sítech při pokojové teplotě, , systém obsahuje i separátory vlhkosti pro případ jejích větších koncentrací
- CH_4, N_2, a ostatní zbytkové nečistoty – adsorpce v nízkoteplotním adsorberu (až -160°C)

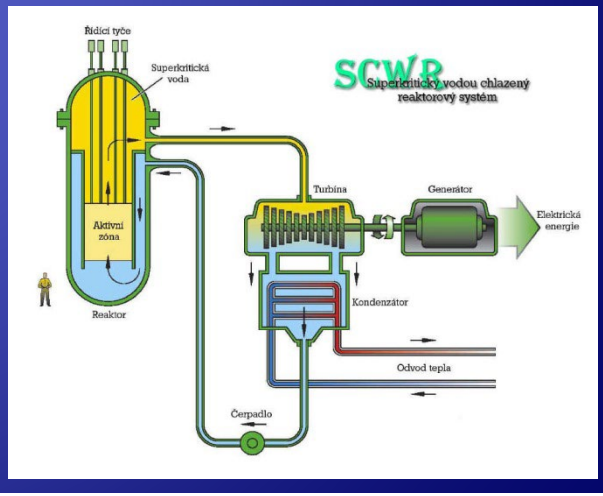
CC BY SA

Super Critical Water Reactor
(reaktor chlazený vodou s nadkritickými parametry)

Parametry reaktoru	Referenční hodnota
Teplota chladiva vstupní/ výstupní	280/510°C
Tlak	25 MPa
Výkon	1700 MW_e
Účinnost (přímý cyklus)	44%
Palivo	UO_2 pokryté austenitickou, popř. martenzi-tickou nerezovou ocelí nebo Ni slitinou
Měrný objemový výkon	100 MW_t/m^3



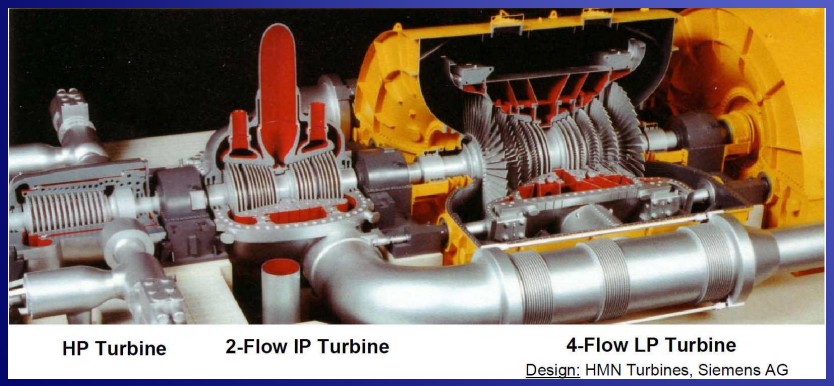


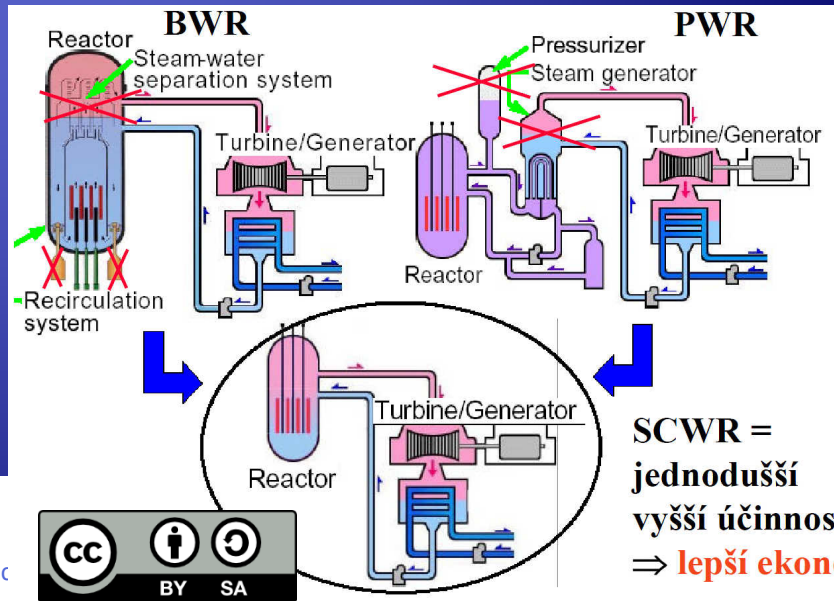


CC BY SA

SCWR

- Pracuje s vodou nad kritickou teplotou a tlakem (a to pouze v horké větvi mezi reaktorem a turbinou) nikoli v nadkritickém stavu týkajícího se neutronů (okamžitých nebo zpožděných)
- Přímý cyklus
- Palivo: UO_2 s nízkým obohacením
- Účinnost cca 45%
- Tepelné spektrum neutronů (uvažuje se ale i o rychlé variantě)
- „Zjednodušení“ systémů BWR a PWR
- Výhoda – turbiny na superkritických parametrech existují do 600°C





SCWR =
jednodušší
vyšší účinnost
⇒ lepší ekonomika

OPPA PRAHA PRAGUE PRAGA PRAG EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budouc
CC BY SA

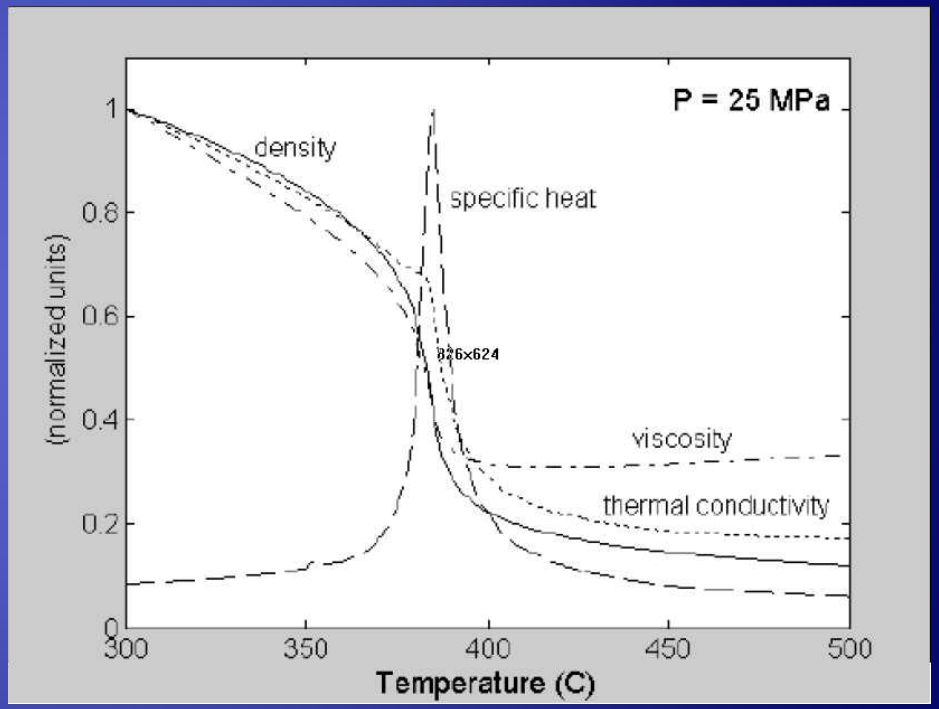
SCWR – hlavní problémy vyžadující vývoj

- „Konvenční“ SCWR elektrárny již existují (jeden blok se má stavět např. v Ledvicích), ale v jaderné energetice je třeba řešit několik problémů
- Problémy v důsledku velkých změn vlastností vody v okolí kritického bodu
- Nedostatek základních dat
- Materiály a chemická úprava vody aby se minimalizovala koroze
- Velká citlivost teploty pokrytí palivových tyčí na faktory horkého kanálu

CC BY SA

Změny vlastností okolo kritického bodu

- Změna hustoty
  - obava z nestability proudění
  - nedostatečná moderace neutronů
- Problémy konvergence u většiny výpočetních programů
- Změna c_p, k, μ
  - změny součinitele přestupu tepla a nedostatek dat



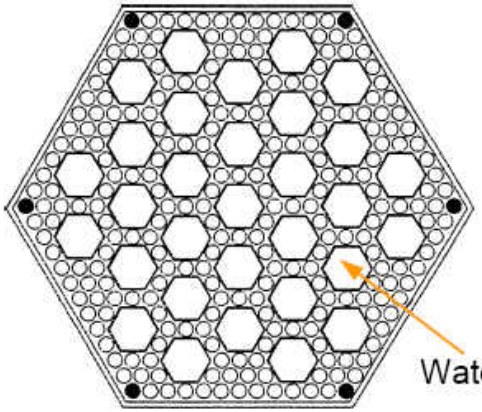
CC BY SA

SCWR – moderace neutronů

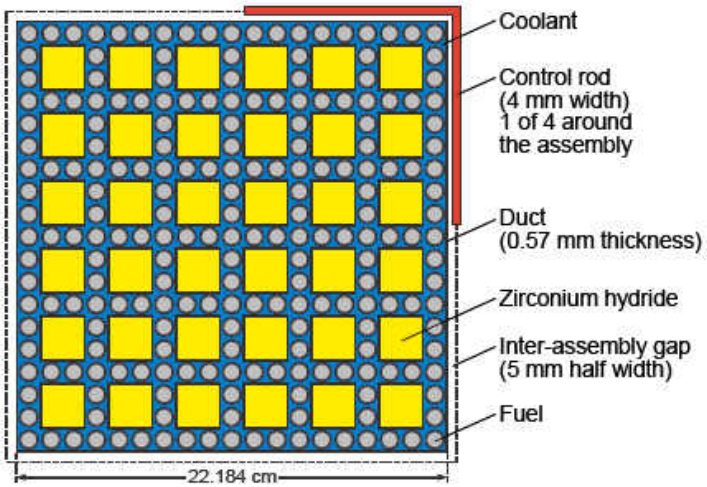
Nízká hustota chladiva

Nutnost přidat moderátor

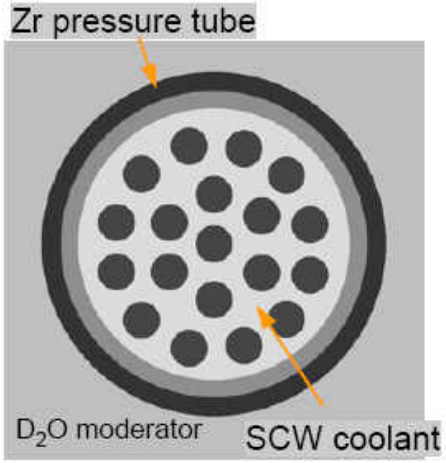
Vodní tyče



Pevný moderator ($ZrH_{1.6}$)



Nádoba s těžkou vodou



BY SA

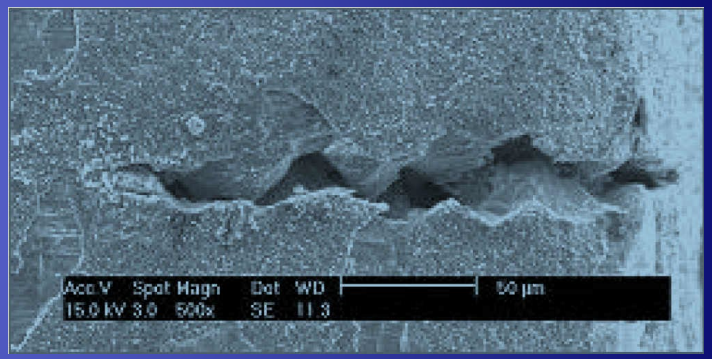
SCWR – nedostatek základních dat

- Data existují pro trubky a nebo pro náhradní kapaliny
- Nutno naměřit data pro vodu s vysokými tepelnými toky a komplexní geometrie palivových článků

CC BY SA

Problémy s konstrukčními materiály

- Oxidace, koroze a koroze pod napětím
- Radiolýza a vodní chemie – vznik volných radikálů OH a O_2
  - Koroze v kombinaci s radiolýzou je specifikum jaderných reaktorů (zkušenost z klasických superkritických bloků nelze plně využít)
- Intergranulární trhliny v 304L oceli
  - Obsah O_2 zvyšuje jejich hustotu



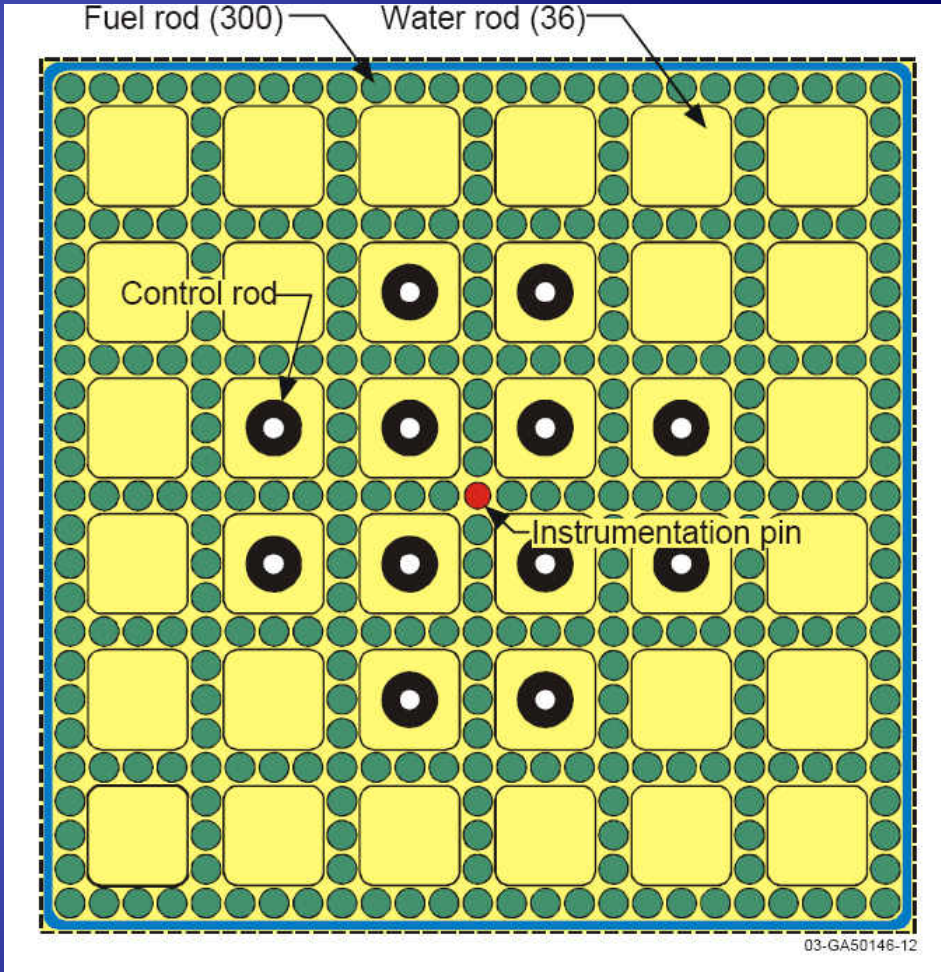
- Chemická úprava vody v reaktoru mnohem komplikovanější než v klasickém bloku
- Pevnost, křehnutí a resistence proti creepu
- Dimensionální a mikrostruturální stabilita

CC BY SA

SCWR – koncept rozpracovaný v USA

Palivový článek

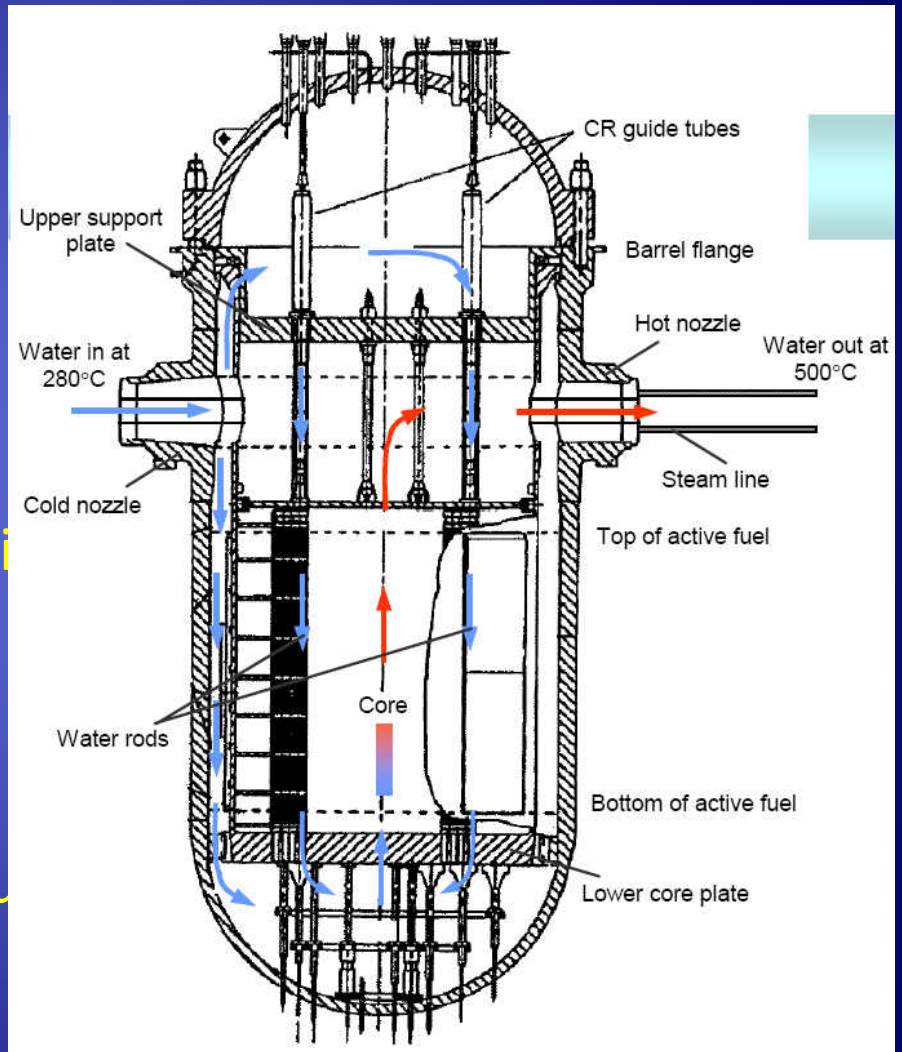
- 300 palivových tyčí (D=10.2mm, L=4.27m)
- 36 vodních kanálů pro moderaci neutronů
- lineární výkon 19.2kW/m
- Objemový výkon 69kW/l



CC BY SA

SCWR – reaktorová nádoba

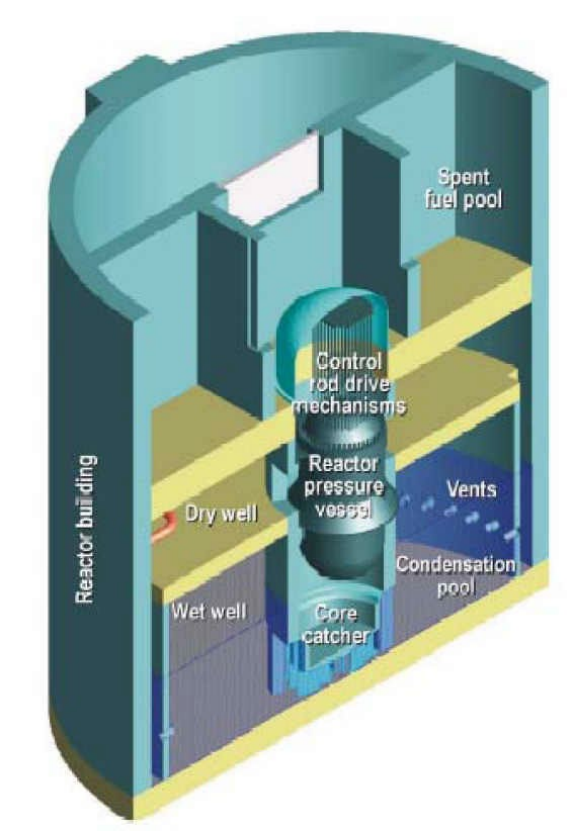
- 3575 MWt/1600MWe
- H=12,4m, D=6,24m, t=0,46m
- p=27,5MPa, T=371°C
- průtok 1843kg/s
  - 90° sestupný proud vodními kanály
- Vstupní/výstupní teplota 280°C/500°C
  - Ve srovnání s 293°C/326°C u PWR



CC BY SA

SCWR-kontejnment

- S barbotážním bazénem jako u BWR
- Objemy
  - bazén 5640m^3
  - parní prostor 3300m^3
  - suchý prostor 5000m^3



- Max. tlak 0,51MPa
- Žádné aktivní systémy použity během prvních 24 hodin po iniciaci incidentu

CC BY SA

SCWR-současný stav

- Program v USA pro malou finanční podporu zatím skončil – pokračují jen malé projekty na výzkum materiálů
- Kanada – vyvíjí superkritické CANDU
- Japonsko – vyvíjí rychlý reaktor
- Evropa – práce v Německu a Rusku

CC BY SA

Rekapitulace

- 6 typů reaktorů IV generace a jejich hlavní charakteristiky
- SFR
  - Charakteristiky
  - Využití
  - Bezpečnost
  - V&V
- GFR
  - V&V, koncepce, perspektivy
  - Prototyp ALLEGRO

CC BY SA

Rekapitulace

- V/HTR
  - V&V, další vývoj a perspektivy
  - NGNP
  - Chemie plynného chladiva
  - Působení chladiva VHTR na kovové konstrukční materiály
  - Čištění plynného chladiva
- SCWR
  - Hlavní parametry, V&V
  - Moderační schopnosti SCW
  - Degradace konstrukčních materiálů
- Riziko šíření jaderných zbraní – proliferace
- Úvod do jaderné legislativy

CC BY SA

EVROPSKÁ UNIE
Evropské strukturální a investiční fondy
Operační program Výzkum, vývoj a vzdělávání

MINISTERSTVO ŠKOLSTVÍ, MLÁDEŽE A TĚLOVÝCHOVY

7. Jaderné reaktory IV generace a základy jaderné legislativy 2/2

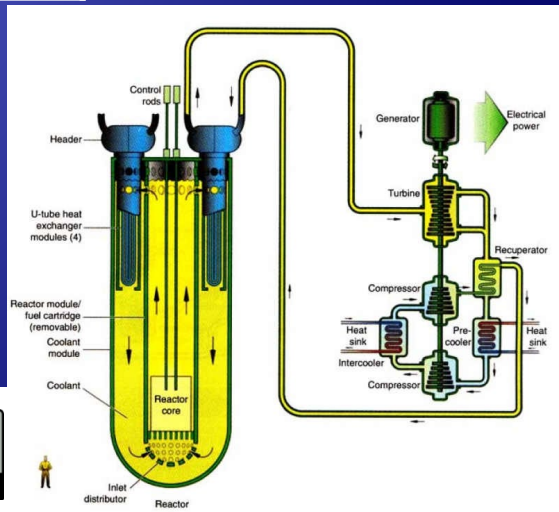
Bezpečnost a spolehlivost v energetice a průmyslu - M216019

Dílo podléhá licenci Creative Commons 4.0 Česko
Uveďte původ - Zachovejte licenci

Lead Fast Reactor
(olovem chlazený rychlý reaktor)

Parametr reaktoru	Pb-Bi bateriový	Pb-Bi	Pb velký	Pb bateriový
Chladivo	Pb-Bi	Pb-Bi	Pb	Pb
Výstupní teplota (°C)	~550	~550	~550	750-800
Tlak (atm)	1	1	1	1
Výkon (MW_t)	125-400	1000	3600	400
Palivo	Kovová slitina nebo nitrid	Kovová slitina	Nitrid	Nitrid
Pokrytí paliva	Feritové	Feritové	Feritové	Keramika nebo odolná slitina
Průměrné vyhoření (GWd/t)	~100	~100-150	100-150	100
Konverzní poměr	1,0	d≥1,0	1,0-1,02	1,0
Proudění chladiva	Přirozené	nucené	nucené	přirozené





OPPA PRAHA PRAGUE PRAGA
EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti

CC BY SA

LFR

- Chladivo: buď Pb ($T_{tání}$= 327°C) nebo eutektikum Pb-Bi ($T_{tání}$= 123°C)
- Podobné reaktory běží na ruských ponorkách
- Výstupní teplota: 540 – 750°C
- 120 – cca 1000 MWe
- 15-30 let životnost aktivní zóny
- Uvažují se nejen koncepty „velkých“ reaktorů, ale i malých bateriových
  - Malé rozměry, určeny pro lokální oblasti i pro rozvojové země
  - výroba reaktoru v továrně, zapouzdření AZ→ k palivu provozovatel nemá přístup – to umožní použití ´jaderné energie i v politicky rizikových zemích
  - Chlazení přirozenou konvekcí

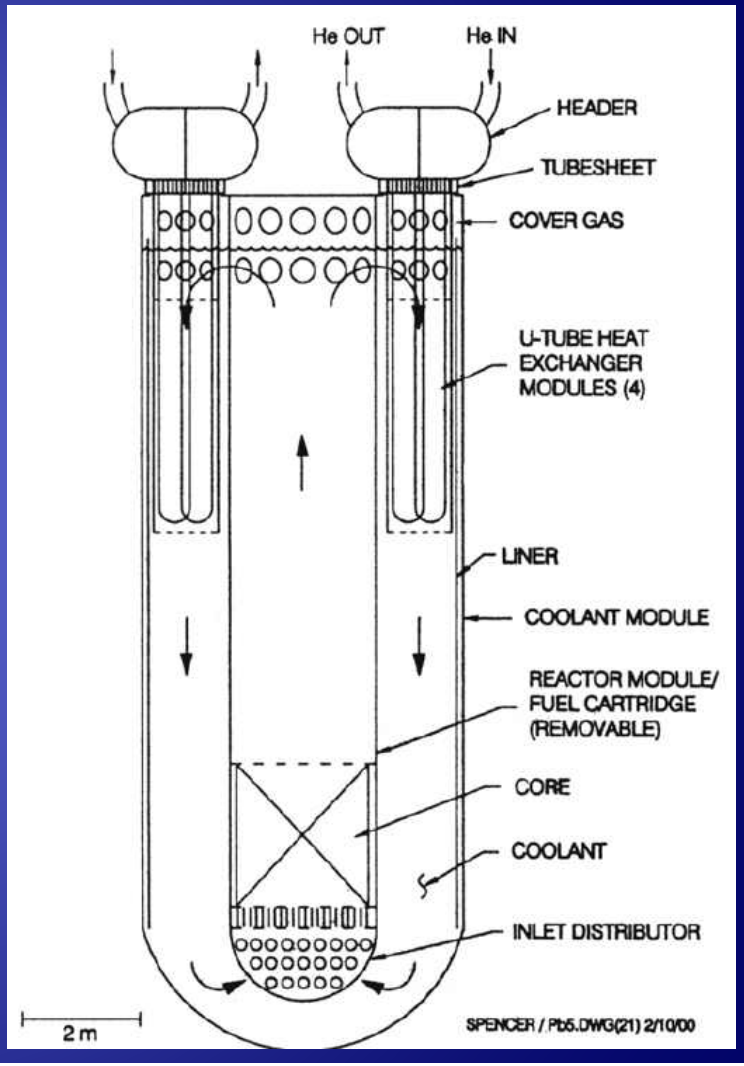
Kontrolní otázka:

V jakých parametrech se od sebe liší V/HTR a GFR reaktor?

CC BY SA

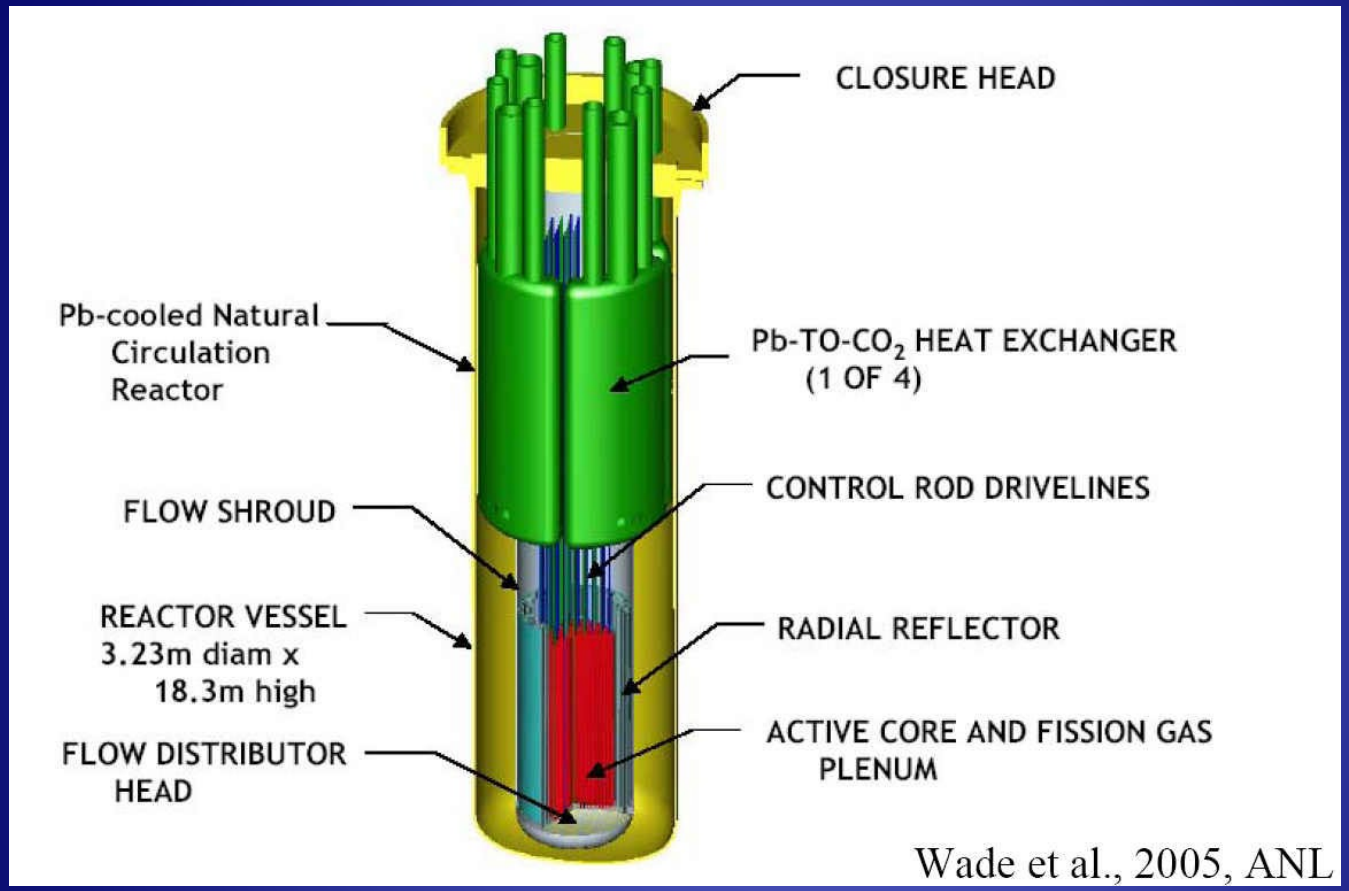
Secure Transportable Autonomous Reactors

- Určeny pro systém oblastních palivových center a distribuovaných spotřebitelů
- AZ=vyjímatelná kazeta s životností 20-30let, transportovatelná po železnici
- Inherentní bezpečnost, přirozená cirkulace
- Splňuje ElBaradaiova kritéria non-proliferace pro 21 století (The economist, září 2003)-
- STAR Portfolio
  - SSTAR (20MWe, 30-letá kampaň, pro malá města)
  - STAR-LM (181MWe, 20-letá kampaň, pro velká města)
  - STAR-H2(175MWt H2, 20-letá kampaň, pro výrobu vodíku)



CC BY SA

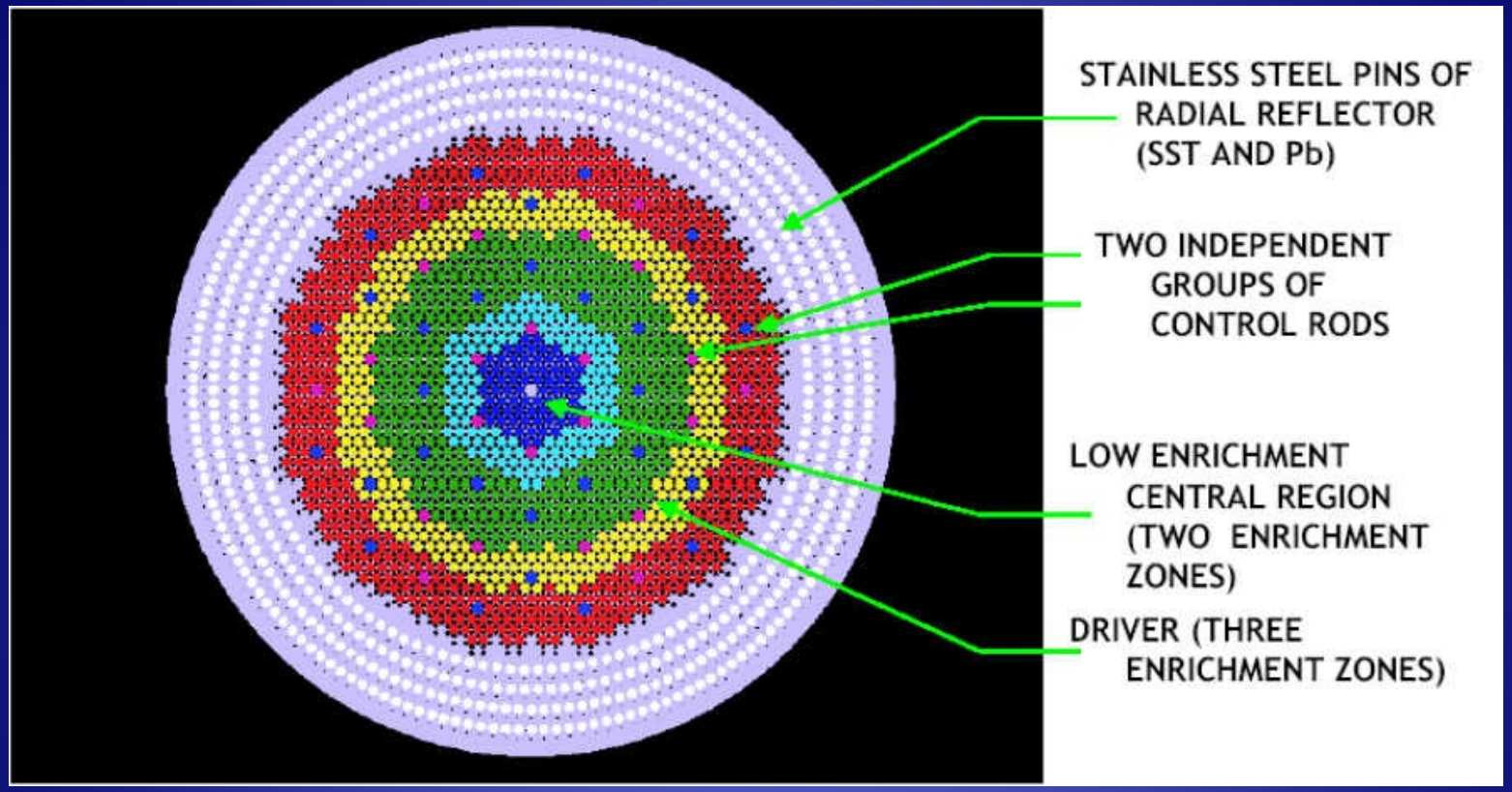
20 MWe STAR



- Počítá se s SCO_2 cyklem v sekundárním okruhu
- Reaktor je samoregulační

CC BY SA

STAR – kazeta aktivní zóny



- Objemový výkon 42kW/l, vyhoření 81MWd/kg, 18,2% TRU v těžkém kovu, Konverzní poměr~1, specifické zatížení paliva 3,7 kW/kg
- **Cena bude problém**

CC BY SA

LFR – porovnání se současnými rychlými reaktory

- Vylepšený odvod tepla díky vyšší teplotě chladiva (oproti tekutému sodíku), přirozená cirkulace chladiva
  - To umožní použití Braytonova cyklu v sekundáru a využití tepla při výrobě H_2 a dalších aplikacích
- Pb a Pb-Bi chladivo umožní v bateriových reaktorech nízkou výkonovou hustotu jádra a chlazení přirozenou cirkulací
- Uspořádání jádra umožňuje samostatné udržení štěpné reakce a vysoký stupeň reaktivity po dlouhou dobu (15-20 i více let do výměny paliva)
- Větší jednotky – počítá se s vyšší výkonovou hustotou a nucenou cirkulací – přesto lepší odvod tepla
- Nevýhoda – vznik ^{210}Po transmutací z Bi – poločas rozpadu v řádu stovek dnů

CC BY SA

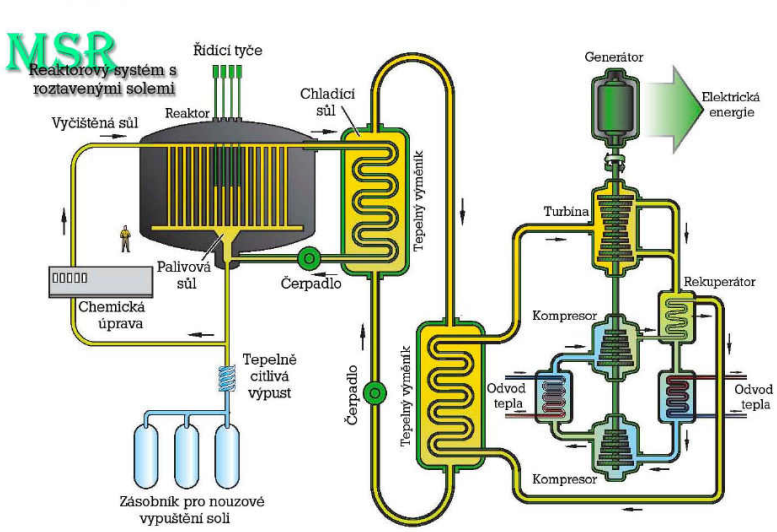
LFR – výzkum a vývoj

- Konstrukční materiály a materiály pro pokrytí (coatings) slučitelné s tekutým Pb a Pb-Bi při teplotách 650 – 800°C
- Palivo (nitrid U/TRU)
  - Výroba
  - Chování při ozařování
  - Technologie recyklace
- SCO_2 Braytonův cyklus
- Modulární design reaktoru, rychlá výměna kazety AZ na místě

CC BY SA

Molten Salt Reactor
(reaktor s roztavenými solemi)

Výkon	150 - 1000 MWe
Objemový výkon	22 MWt/m^3
Tepelná účinnost	44 – 50%
Výstupní teplota soli-paliva	700°C (850°C pro výrobu vodíku)
Moderátor	Grafit
Energetický cyklus	Heliový Braytonův cyklus s několika přehříváky



CC BY SA

MSR

- Neutronové spektrum – epitermální, termální (uvažuje se i o rychlé variantě)
- Několik konceptů
  - U některých jsou roztavené soli palivem i chladivem (UF_4, ThF_4)
  - Jiné koncepty – tekuté soli jen jako chladivo, palivo keramické v grafitové matrici (podobné jako u V/HTR)
- Systém umožňuje efektivní využití plutonia a minoritních aktinoidů, může pracovat jako transmutor (spalovač aktinoidů a dlouhodobých štěpných produktů), reaktor s nízkou tvorbou radioaktivních odpadů nebo jako reaktor pracující v U-Th cyklu
- Výhoda – nízká tenze par použitých solí při uvedených teplotách → reaktor je možné provozovat na atmosférickém tlaku
- rozpuštěné palivo není snadné zneužít pro výrobu jaderných zbraní a teroristické účely
- **Doplňování paliva, jeho přepracování a odstranění štěpných produktů je prováděno za provozu**

CC BY SA

MSR-oblasti výzkumu a vývoje

- Rozpustnost minoritních aktinoidů a lanthanoidů v roztavených solích fluoridu pro správu aktinoidů s jejich vysokou koncentrací
- Chování roztavených solí po celou jejich životnost, chemické složení paliva a přepracování během provozu a možnosti konečné likvidace odpadů
- Kompatibilita materiálů jak s čerstvým tak ozářeným palivem z roztavených solí při vysokoteplotních operacích
- Vývoj technologií pro zpracování solí, separaci a přepracování, včetně zjednodušení technologického postupu
- Vývoj paliva a jeho kvalifikace pro možnost výběru vhodného složení roztavené soli
- Studie koroze a křehnutí, pro určení doby života materiálů a jejich spolehlivosti
- Vývoj technologie pro kontrolu tritia (^{3}H).
- Kontrola chemického složení, čištění soli
- Technologie utěsnění grafitu, vylepšení stability grafitu a jeho testování
- Detailní koncepční návrh a jeho specifikace

CC BY SA

MSR-oblasti výzkumu a vývoje

- Výběr solného paliva. Požadovány jsou tyto vlastnosti:
  - Nízký aktivní průřez rozpouštějících částí
  - Radiační stabilita
  - Záporný teplotní koeficient
  - Nízký bod tání
  - Tepelná stabilita
  - Nízká tenze par
  - Vysoká rozpustnost palivových součástí
  - Kompatibilita s konstrukčními materiály
  - Snadné přepracování
- Kovové komponenty
  - Testy materiálů při ozařování pro odhad životnosti komponent
  - Slitiny vyvinuté v 50. a 60. letech: INOR-8, Hastelloy B a N, Inconel, slitiny Nb-Ti
  - INOR-8 – dobré korozní vlastnosti a svařitelnost, kompatibilita s nesodíkovými solemi do 815°C (s Na solemi do 700°C), nutné další testování

CC BY SA

MSR-oblasti výzkumu a vývoje

- Grafit
  - Radiační poškození grafitu bude vyžadovat odstavení elektrárny z důvodu jeho výměny každých 4 – 10 let
  - Zvýšení odolnosti grafitu bude mít zásadní vliv na ekonomiku provozu a spolehlivost celého zařízení (stejně jako u V/HTR)
- Výběr chladících solí sekundárního okruhu
  - Budou pracovat v méně agresivních podmínkách než soli v primárním okruhu (nepřítomnost štěpných produktů, nižší teplota). Kandidáti: $NaBF_4$, NaF
- Palivo a palivový cyklus
- Design komponent i celého systému

Kontrolní otázka:

Jak se liší SCWR reaktor od PWR a BWR reaktorů?

CC BY SA

Využití jaderné energie při výrobě vodíku

- Parní reforming CH_4 spojený s jadernou energií (T>800°C)
- Elektrolýza vody (klasická nebo vysokoteplotní)
- Termochemické cykly (500-900°C)
- Vodík má v budoucnu nahradit fosilní paliva pro mobilní zdroje (automobily, lodě, letadla)



Vodíkový autobus v ÚJV Řež

CC BY SA

Parní reforming CH_4

Nejpoužívanější způsob výroby – parní reforming methanu:

$CH_4+2H_2O \rightarrow CO_2+4H_2$ @ 850°C

30-35 Mt/rok

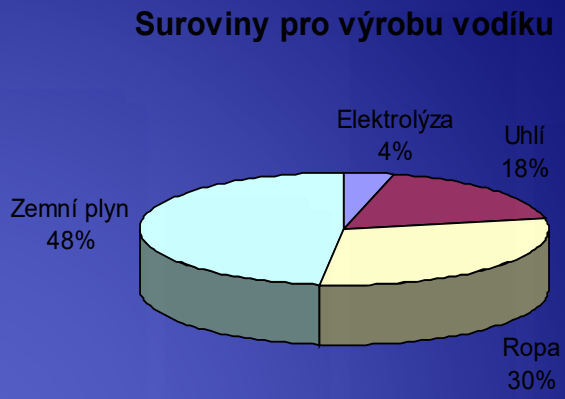
Produkce CO_2:

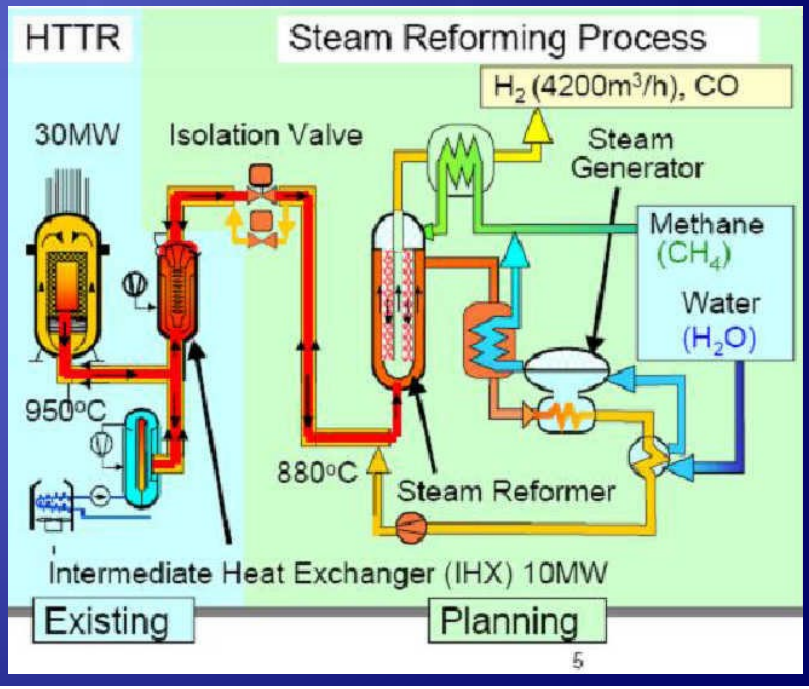
1t H_2=9,5t CO_2

2/3 z výroby H_2 (lze snadno oddělit)

1/3 ze spalovacích procesů – lze snížit využitím tepla z jaderného zdroje

= snížení emisí CO_2

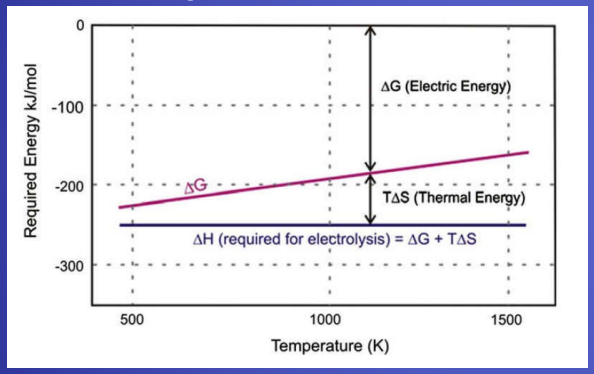


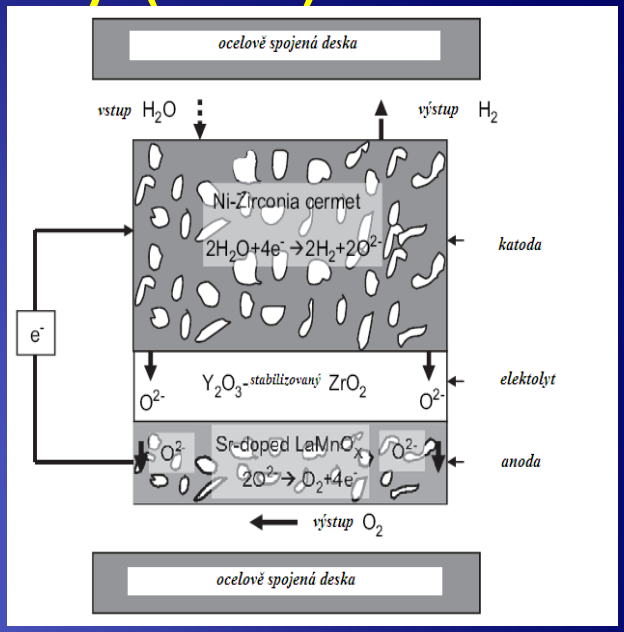


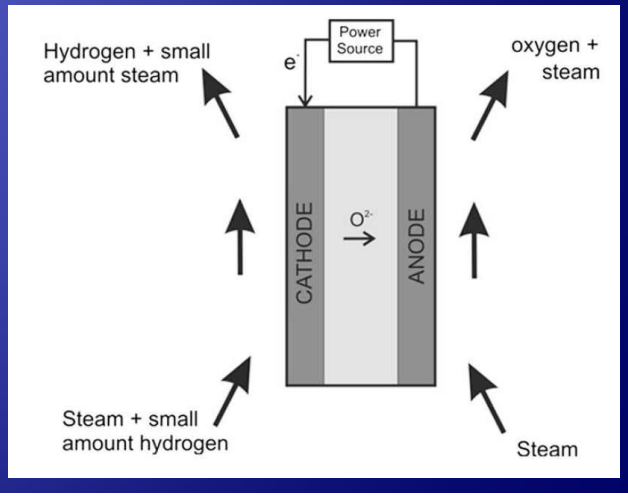
CC BY SA

Vysokoteplotní elektrolýza vody (HTE)

- Vyšší účinnost než u klasické elektrolýzy
- Parametry procesu: 850°C, 5 MPa, účinnost procesu až 55% při současném využití elektřiny produkované VHTR elektrárnou a následným využitím odpadního tepla





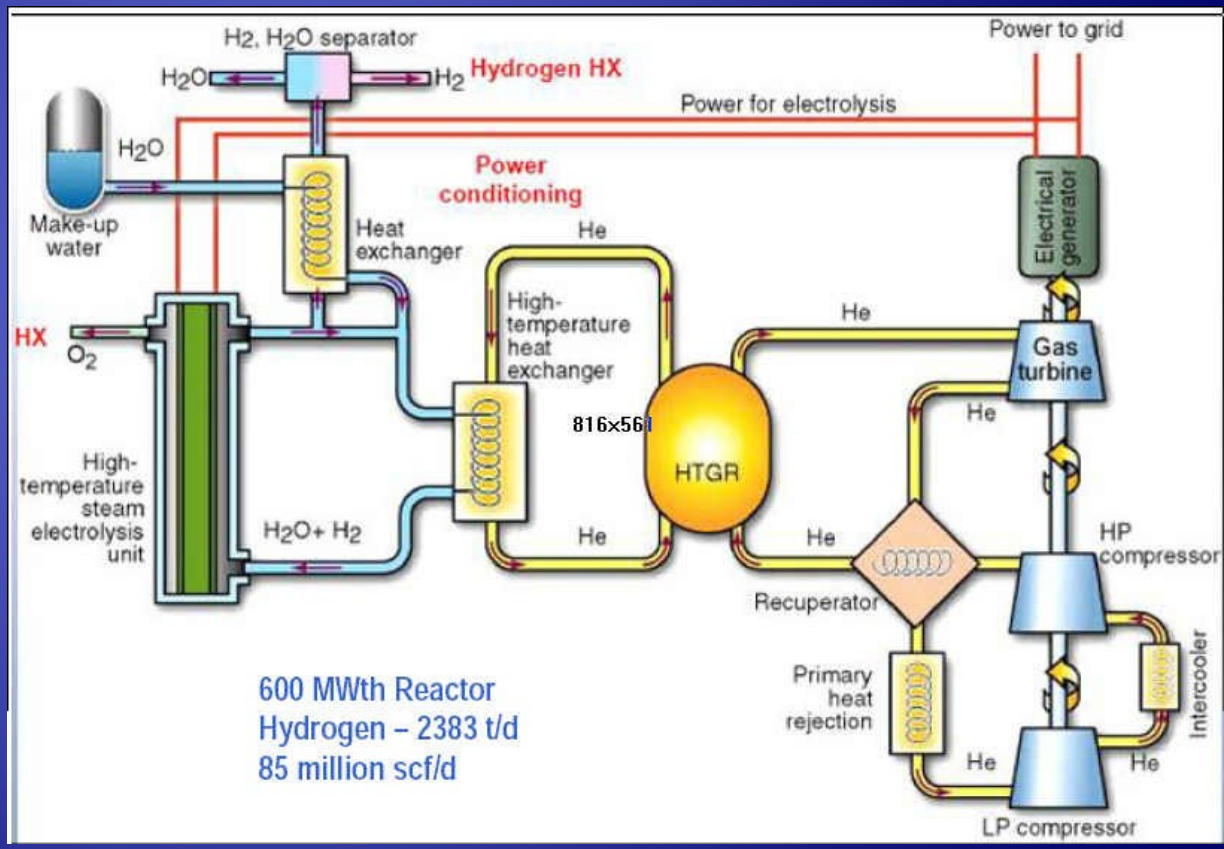


Účinnost samotné elektrolýzy je v podstatě stejná jako u klasické elektrolýzy – cca 80%, ale u VTE je část energie dodána přímo chladivem reaktoru o vysoké teplotě (přes výměník sekundárním okruhem), zatímco u klasické elektrolýzy se dodává veškerá energie ve formě elektřiny, která je vyráběna v elektrárně s účinností 30-40%

CC BY SA

Vysokoteplotní elektrolýza spojená s V/HTR (HTGR)

- USA – projekt Next Generation Nuclear Plant (NGPP)
- Plánováno na 2020
- Výzkumný program:
  - 2008-Integrované laboratorní demonstrační zařízení (15 kW)
  - 2013 –poloprovoz 200 kW



Srovnání klasické a vysokoteplotní elektrolýzy

	Klasická elektrolýza	Vysokoteplotní elektrolýza
Suroviny	voda	pára
Pracovní teplota	< 100°C	850°C
Pracovní tlak	1 MPa	5 MPa
Elektrolyt	Zásaditý nebo kyselý vodný roztok	Keramický elektrolyt
Potenciál cely	2-2,1 V	1-1,2 V
Elektrická účinnost elektrolýzy	80%	80%
Celková účinnost procesu – nynějších JE	27%	33%
Celková účinnost s využitím chladiva V/HTR (900°C)	32-36 %	**45-55%**

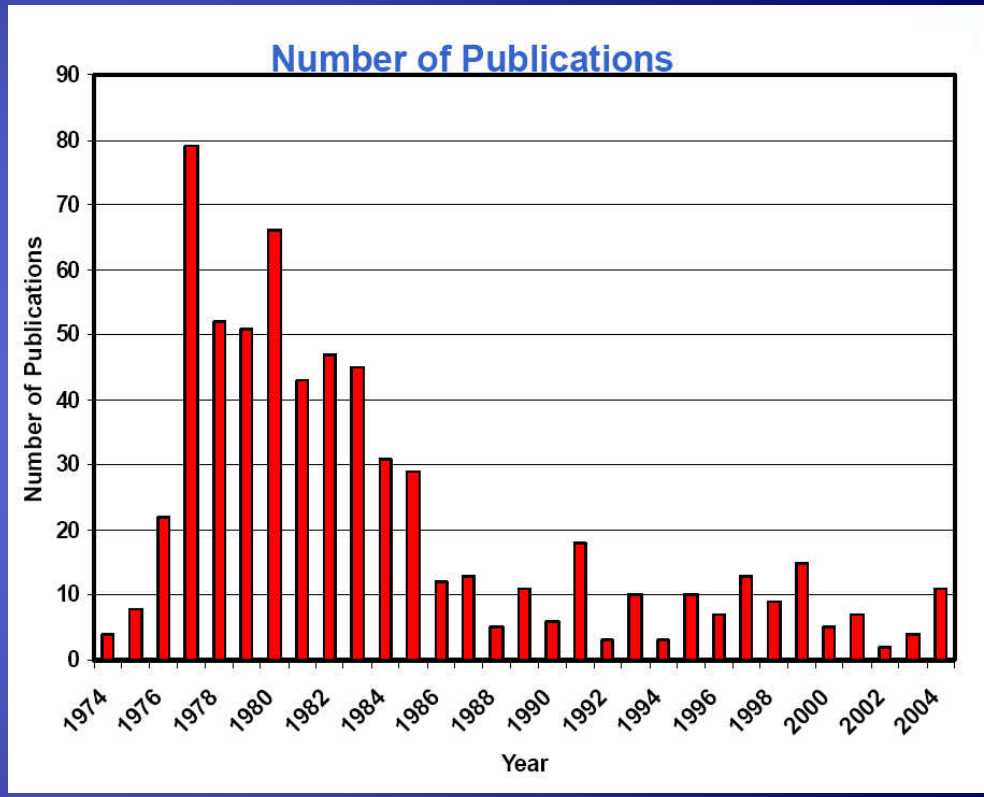
CC BY SA

Termochemické cykly

- Přímé štěpení vody:

  $H_2O \rightarrow H_2 + 1/2O_2$ @ **2500°C**

  - konstrukčně nemožné
- Termochemické cykly pro výrobu vodíku jsou studovány od r. 1964
- Studováno více než 115 typů termochemických cyklů
- Jako nejperspektivnější se jeví Jod-Sírový (IS) cyklus – vybrán např. Generation IV international forum (GIF) pro další vývoj



CC BY SA

Požadované charakteristiky termochemických cyklů

- Minimální počet chemických reakcí
- Minimum separačních procesů
- Minimální počet chemických prvků v cyklu
- Využití běžných chemických prvků a sloučenin
- Minimalizace toku pevných látek
- Minimální potřeba drahých konstrukčních materiálů omezením agresivních chemikálií
- Minimální spotřeba elektrické energie
- Dobrá účinnost a přijatelná cena
- Požadavky cyklu kompatibilní s teplotou chladiva jaderného reaktoru

CC BY SA

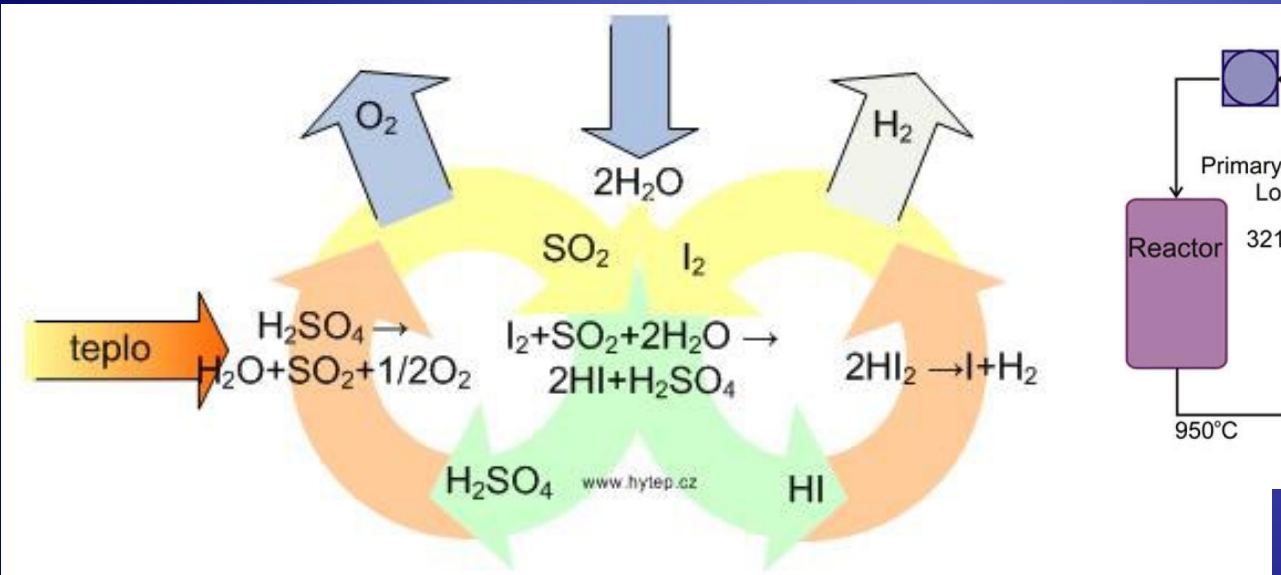
Jod-sírový (IS) cyklus:

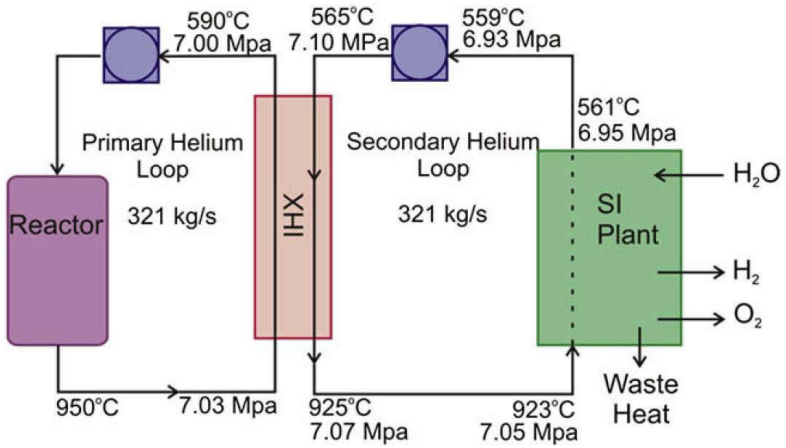
$I_2 + SO_2 + 2H_2O = 2HI + H_2SO_4$ @ 20-100°C

2. $2\ HI = H_2 + I_2$ @ 200 -700°C

3. $H_2SO_4 = H_2O + SO_2 + 0{,}5\ O_2$ @ **850°C**

- Nejnáročnější krok – rozklad H_2SO_4 (reakce 3)

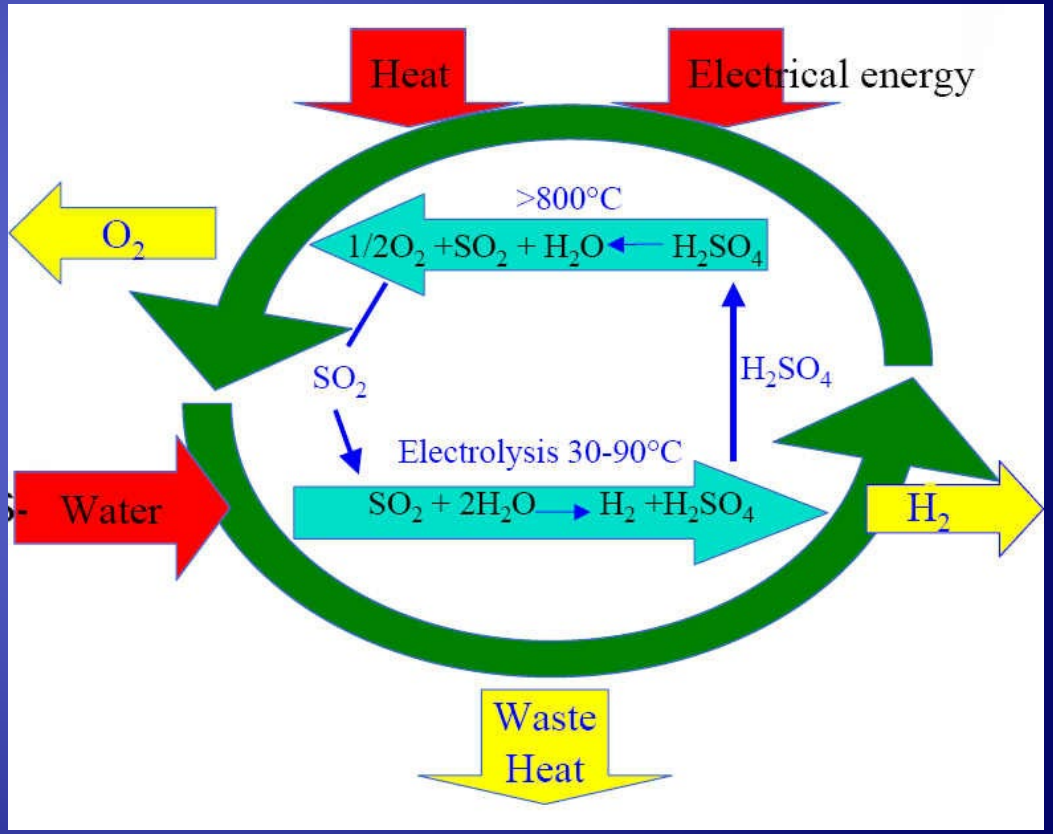




CC BY SA

Hybridní sírový termochemický cyklus

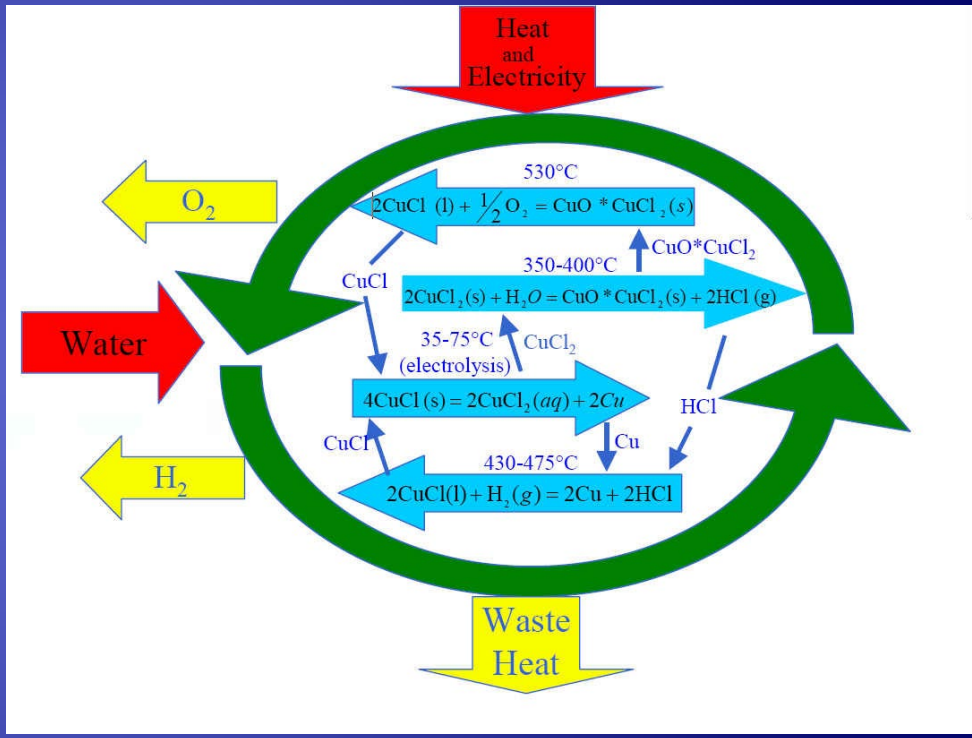
- Spojení elektrolýzy a termochemického cyklu
- Výhoda – oproti IS cyklu nevyužívá drahý jod
- Jednoduchý dvoustupňový proces
- Přesto menší účinnost (cca 37-40%) a vyšší cena než u IS cyklu
- Vybrán GIF jako alternativní technologie



CC BY SA

Termochemické cykly s nižší teplotou – CuCl cyklus

- Vyvíjen (mimo jiné) v USA a Kanadě
- Hybridní cyklus ~ 40% energie do cyklu ve formě elektřiny
- Maximální teplota v cyklu je ~520°C→kompatibilní i s reaktory s nižší teplotou chladiva (SCWR, SFR)
- Účinnost srovnatelná s SI cyklem ~ 44%
- Nutno vyřešit
  - Kontinuální transport pevných látek mezi (hlavně Cu) kroky
  - Nádoba pro elektrolýzu vychází příliš veliká



CC BY SA

Modifikovaný $CuCl_2$ termochemický cyklus

- Založen na těchto reakcích:

$2CuCl_2(s) + H_2O \rightarrow CuO.CuCl_2\ (s) + 2HCl\ (g)$ @350 - 400°C

$CuO.CuCl_2\ (s) \rightarrow 1/2O_2 + 2CuCl(l)$ @530°C

Elektrolýza: $2CuCl + 2\ HCl\ (aq) \rightarrow 2CuCl_2 + H_2$ @ <100°C

- Eliminuje nutnost transportu pevné Cu mezi reakčními kroky

Kontrolní otázka:

Jaká je účinnost **samotného procesu** výroby vodíku vysokoteplotní elektrolýzou v porovnání s klasickou elektrolýzou?

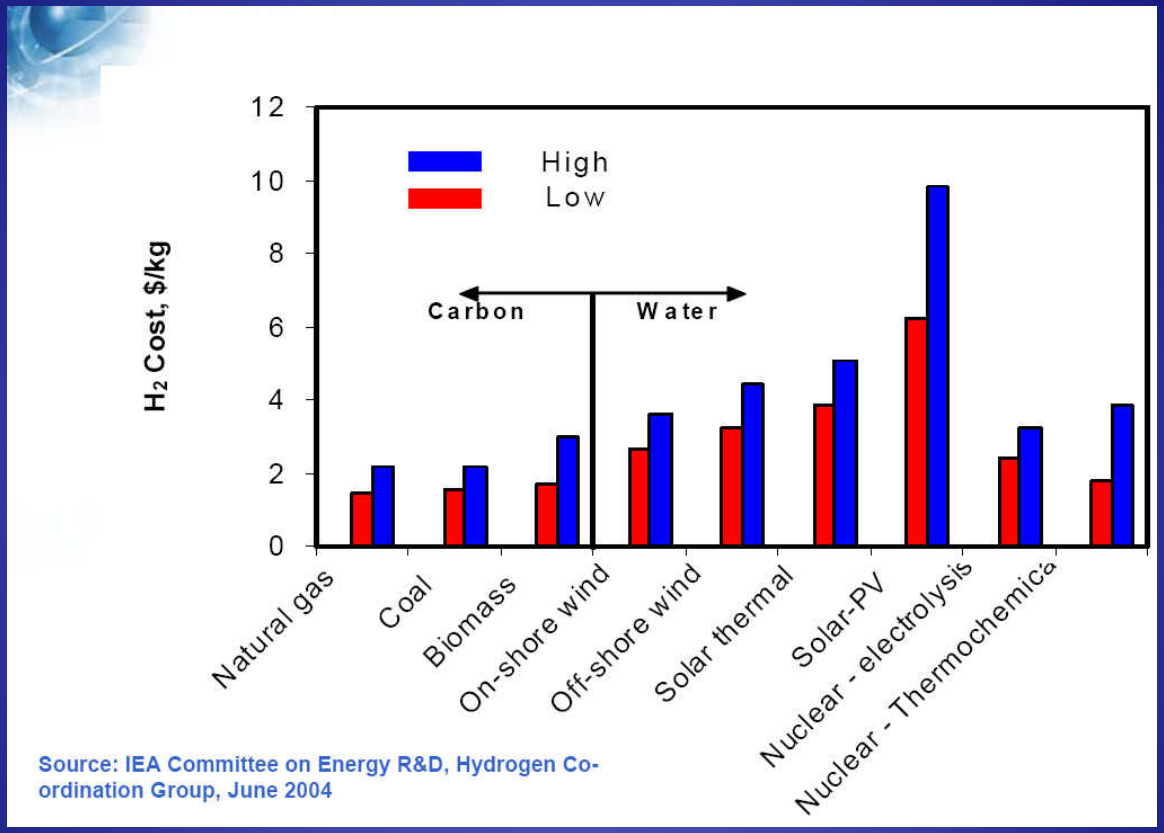
CC BY SA

Srovnání účinností způsobů výroby H_2 při využití jaderné energie

	Procesy „bezuhlíkatého“ štěpení H2O			Parní reforming CH_4
	Klasická elektrolýza	Vysokoteplotní elektrolýza	Termochemické cykly	
Teplota (°C)	70-80	800	530-850	800
Účinnost chem. procesu (%)	75-80	85-90	>45	70-80
Účinnost s dnešními reaktory (%)	27	33	nevhodné	nevhodné
Účinnost s V/HTR (%)	32-36	45-55	40-60	70-80

CC BY SA

Porovnání cen vodíku dle technologie výroby

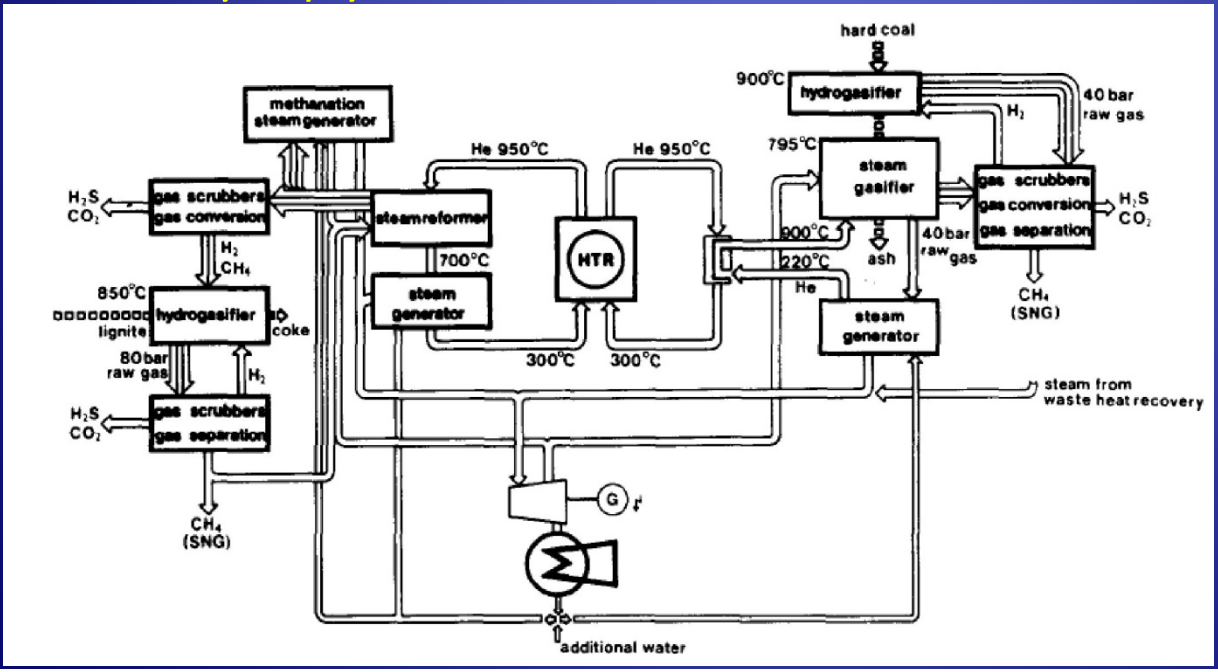


- Vysokoteplotní elektrolýza a termochemické cykly jsou procesy ve stádiu výzkumu a vývoje →cena nemůže být odhadnuta realisticky

CC BY SA

Další možnost využití jaderné energie pro výrobu (plynných) paliv

- Návrh využití tepla produkovaného reaktorem HTR ke zplyňování uhlí (Německo) – publikováno již v r. 1979
- Další odvážné projekty: zplyňování biomasy a/nebo odpadů pomocí vysokoteplotního chladiva, výroba uhlovodíků z vodíku a CO_2 → redukce skleníkových plynů



[H. J. Neef, I. Weisbrodt: Nuclear engineering and design 54(79) 157-174]

CC BY SA

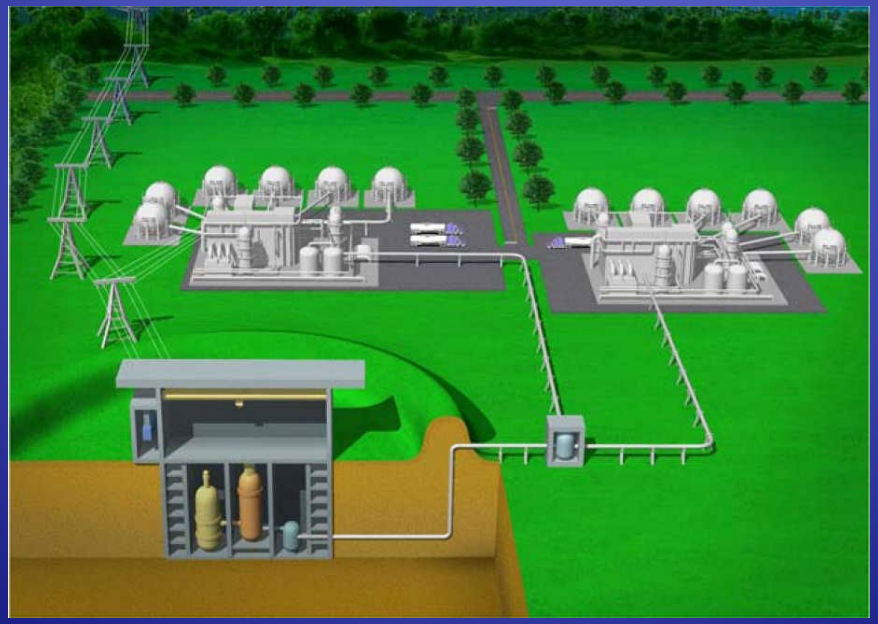
Bezpečnost provozů na výrobu vodíku s využitím jaderné energie

- Zatím nejsou zkušenosti s umístěním výrobny vodíku a jederné elektrárny v jedné lokalitě – nutnost licencování
- Nutnost přesvědčit regulační orgány (SÚJB, IAEA…atd.) o tom, že výrobna vodíku nepředstavuje pro jaderný reaktor statisticky významné riziko
- Tzv. pravděpodobnostní bezpečnostní analýza zahrnuje:
  - Riziko způsobené výrobnou vodíku a smyčkou pro přenos tepla (z reaktoru)
    - Výbuch vodíku
    - Požár (H_2, O_2 nebo jiných reaktivních chemikálií)
    - Únik nebezpečných chemikálií (toxické a/nebo korozívní kapaliny nebo plyny)
  - Kontaminaci výrobny vodíku radioaktivitou
    - Průnik radioaktivního tritia skrz výměník mezi primárním okruhem a technologickým okruhem
    - Tritium vzniká z některých izotopů B a Li obsažených v grafitu nebo s izotopu ^{3}He obsaženého v He-chladivu při ozařování

CC BY SA

Bezpečnost provozů na výrobu vodíku s využitím jaderné energie

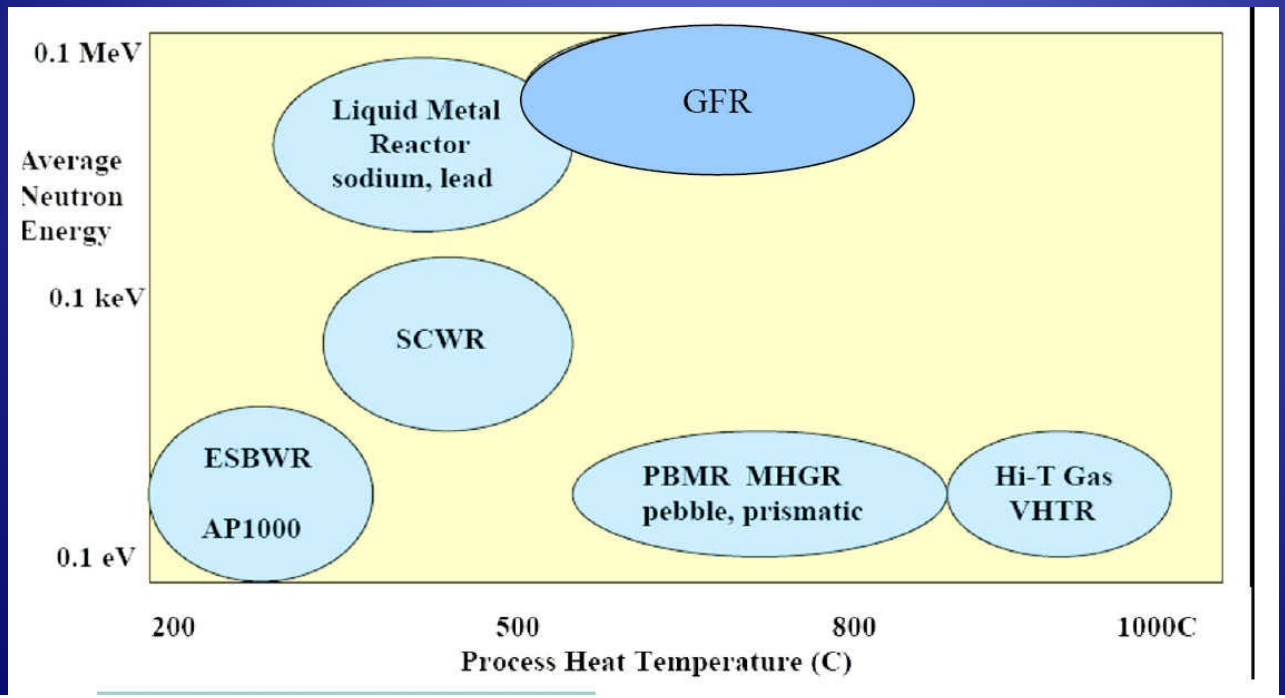
- Byl vypracován odhad minimální vzdálenosti výrobny vodíku od jaderného reaktoru. Byl uvažován výbuch 100 kg vodíku s pravděpodobností poškození aktivní zóny reaktoru 1:1 000 000
  - 110 m
  - Nebo 60 m při použití bariér pro odchýlení tlakové vlny, hliněné stěny nebo umístění reaktoru pod úrovní terénu



CC BY SA

Konstrukční materiály pro reaktory IV. generace

- Čím vyšší teplota a neutronový tok, tím vyšší nároky na konstrukční materiály, tím složitější a nákladnější je jejich vývoj
- Kostrukční materiály
  - Kovové: vysokoteplotní slitiny (Cr-Ni, ocele, hestelloy, inconel), ODS
  - Nekovové: Grafit, kompozity, keramické komponenty



Kovové konstrukční materiály

- Příklady vysokoteplotních slitin (většina vyvinuta již v době HTR/HTGR reaktorů:

Slitina	C	Cr	Ni	Co	Mo	Ti	Al	Fe	Other	Aplication
9Cr-1Mo	0,08	8,6	-	-	1,0	-	-	Bal	V 0,2, Nb 0,07	Tlaková nádoba
316 SS	0,05	18	14	-	2,2	-	-	Bal	-	Rekuperátor
800H	0,08	20,1	31,7	-	0,3	0,4	0,4	Bal	-	Potrubí, vestavby
Hastelloy X	0,1	21,5	Bal	2,0	9,0	-	-	18,5	W 0.6	Potrubí, vestavby
617	0,06	21,6	53,6	12,5	9,5	0,3	1,2	0,9	-	Potrubí, vestavby
738	0,11	16	Bal	9,0	2	-	3,4	-	W 2,6, Ta 2, Nb 0,9	Lopatky turbin
718	0,1	19	Bal	-	3	0,8	0,6	19	Nb 5,2	Disk turbiny

Rozlišovat: vysokoteplotní legovaná ocel: vysoký obsah Cr + Ni a dalších legur, ale majoritní je Fe.

Slitiny, ve kterých převládá Ni, se nazývají Hestelloy nebo Inconel

CC BY SA

Oxide Dispersion Strengthened steels

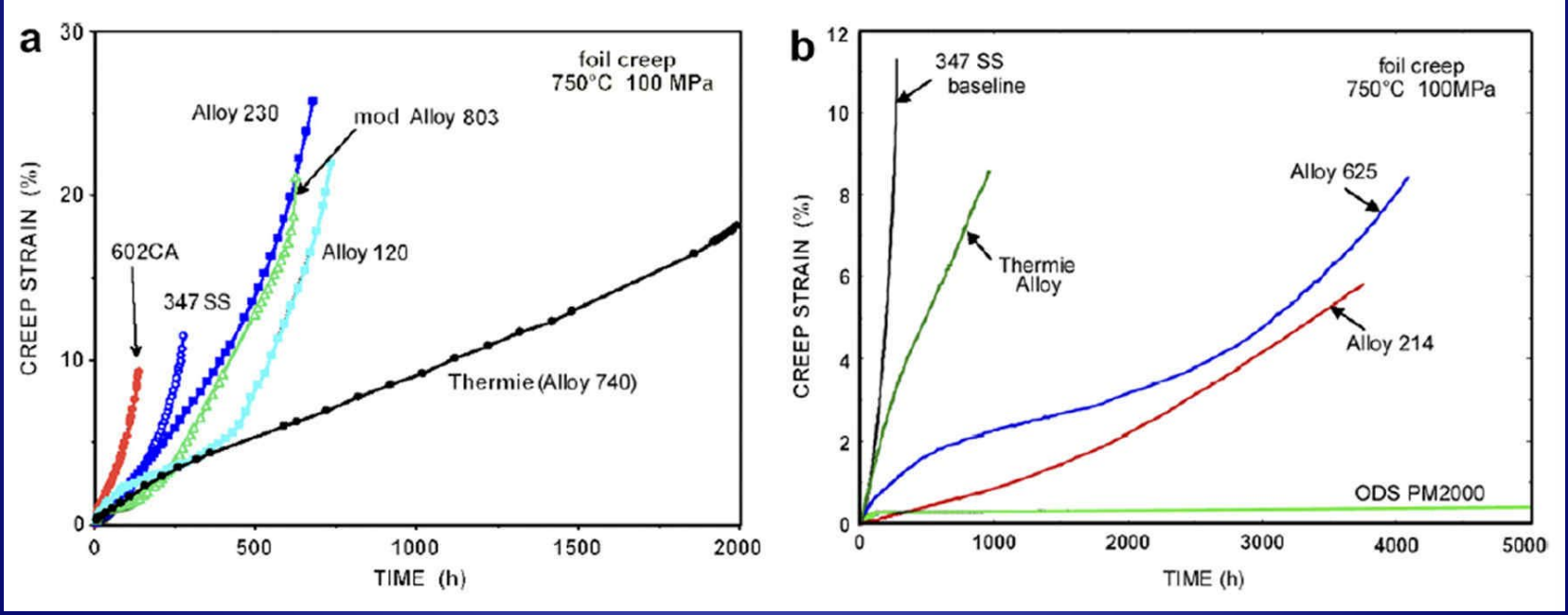
- Vyráběny zatím jen v laboratorním měřítku specielním výrobním postupem:

Výroba ocelového prachu tvořeného částicemi kulového tvaru nebo ve tvaru šupin atomizováním odstředivou silou z taveniny oceli umístěné v otáčejícím se kelímku pod inertní atmosférou → Legování získaného prachu nanočásticemi Y_2O_3 za současného působení vibrací v mlýnu → Vzniklou směsí se za působení vibrací naplní ocelové nádoby a tyto se uzavřou → Lisování směsi v nádobách za horka, následné mechanické zpracování

CC BY SA

ODS oceli

- Výjimečné mechanické vlastnosti za vysokých teplot – především creep
- Zatím velmi drahé – cca 10X oproti austenitické žáruvzdorné oceli, nejsou vyráběné sériově
- Některé jsou na tom hůře s korozní odolností



CC BY SA

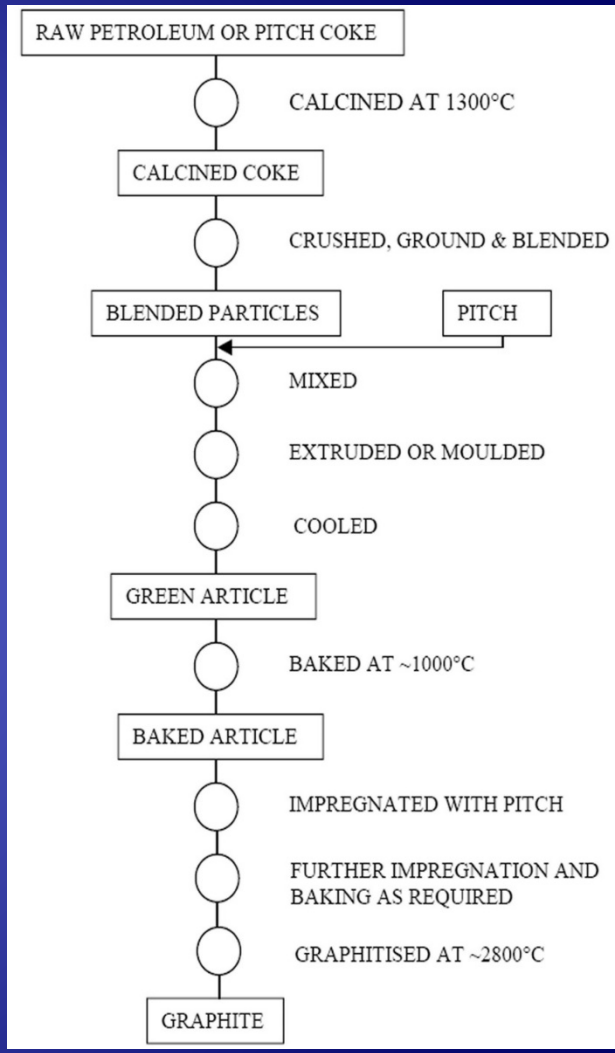
Testy kovových materiálů pro využití pro reaktory GIV

- Creep
- Cyklická únava
- Vliv prostředí (koroze) bez mechanického namáhání
- Lomová houževnatost po expozici

CC BY SA

Nekovové konstrukční materiály pro reaktory GIV

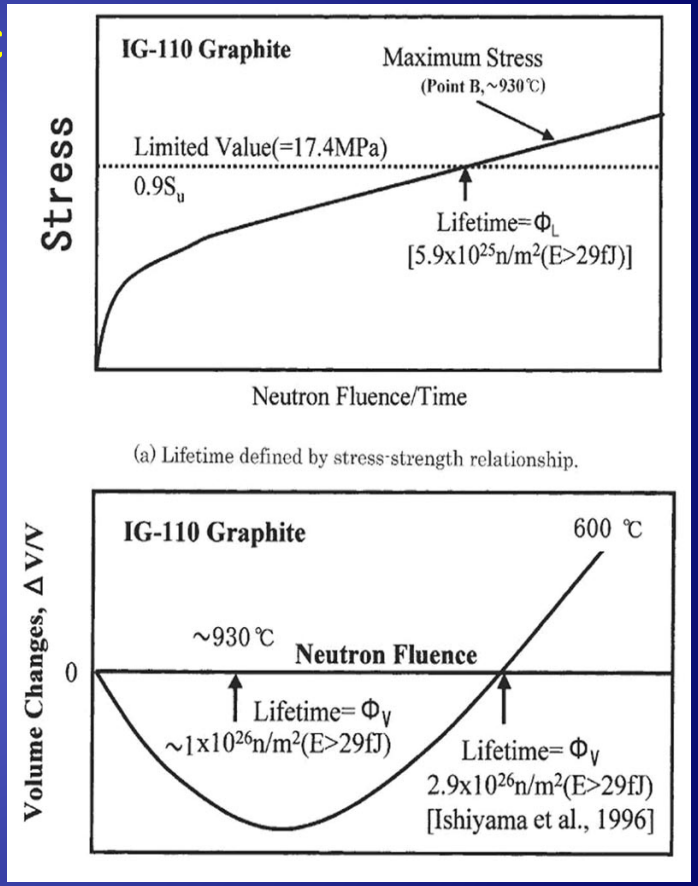
- **Nukleární grafit pro V/HTR a MSR – náročný výrobní postup pro dosažení požadovaných vlastností:**
  - vysoká tepelná vodivost
  - nízký růstu krystalů indukovaného radioaktivitou
  - nízké změny dalších vlastností při působení radioaktivity
  - Vysoká čistota
  - Hustota (dnes kolem 1,82 g/cm^3)
  - Rozměrová stálost: koeficient tepelné roztažnosti 4 – 5,5.10^{-6} K^{-1} při 20 - 120°C
  - Reaktivita se vzdušným kyslíkem nanejvýš 3.10^{-6} g/g při 400°C
  - Reakce s vlhkostí cca 0,2 mg.g^{-1}.hod^{-1}
  - Absorpční průřez nanejvýš 4 mbarn (tj. nejvyšší obsah ^{10}B 0,2 ppm).
  - Limit obsahu některých nežádoucích izotopů H, Cl, C, Co, Ca, atd., jejichž uvolnění může vést až k vyřazení reaktoru z provozu
  - Pevnost v tahu (alespoň kolem 20 MPa).
  - Čas působení radiace, za který se objem grafitu vrátí do své původní velikosti, má být co nejdelší
  - Pevnost v tahu alespoň cca 20 MPa
  - Dynamický Youngův modul pružnosti: 10 GPA
  - Poměr statického a dynamického Youngova modulu pružnosti: 0,84



CC BY SA

Testy nekovových konstrukčních materiálů

- Změna vlastností při působení radiac
- Creep
- Oxidace
- Změny rozměrů v závislosti na čase nebo toku neutronů
- Z této závislosti lze odhadnout životnost grafitu



CC BY SA

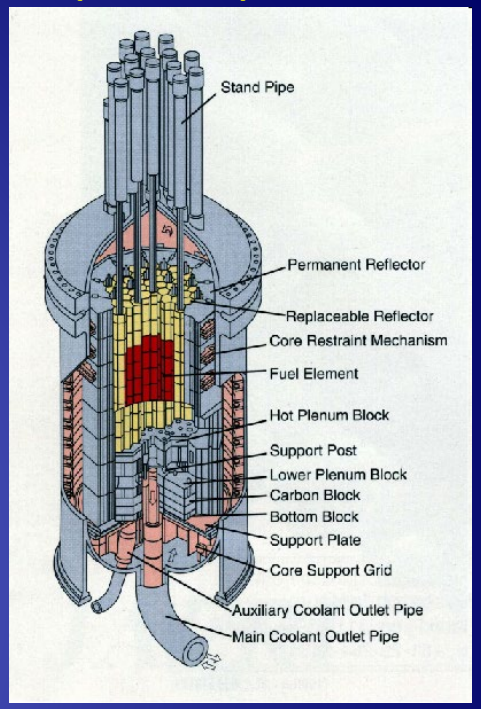
Experimentální zařízení pro výzkum GIV

- Např. reaktory pro výzkum konstrukčních materiálů – projektovaný Jules-Horowitz reactor Cadarache – Francie
  - Vodou chlazený a moderovaný reaktor schopný simulovat neutronový tok v zóně budoucích typů jaderných reaktorů
  - Bude obsahovat experimentální smyčky pro simulaci fyzikálních a chemických podmínek chladiva konkrétního typu reaktoru
- Demonstrační zařízení – experimentální reaktor HTR-10 v Číně (v areálu univerzity nedaleko Pekingu)(zpočátku ale max. teplota chladiva jen 700°C)
  - Navržen v r. 1992, dostavěn v r. 2000, v plném provozu od r. 2003
  - 10 MWt
  - Jedná se o heliem chlazený, grafitem moderovaný reaktor, palivo – cca 6 cm koule s vrstvami C/SiC s částicemi UO_2, kontinuální výměna za provozu (jako PBMR)
  - účelem zařízení je ověřit provozní podmínky, bezpečnost provozu a další výzkum V/HTR

CC BY SA

High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) v Japonsku (JAEA)

- Heliem chlazený, grafitem moderovaný, T_{max}= 950°C
- 30 MWt
- Vývoj od r. 1969, dosažení prvního kritického stavu v reaktoru r. 1998
- Plný provoz na T_{max}=850°C v r. 2001, $T_{max=}$950°C v r. 2004
- Účelem reaktoru je (mimo jiné) ověření vysokoteplotních nukleárních technologií včetně technologie výroby vodíku
- http://httr.jaea.go.jp/eng/index_top_eng.html





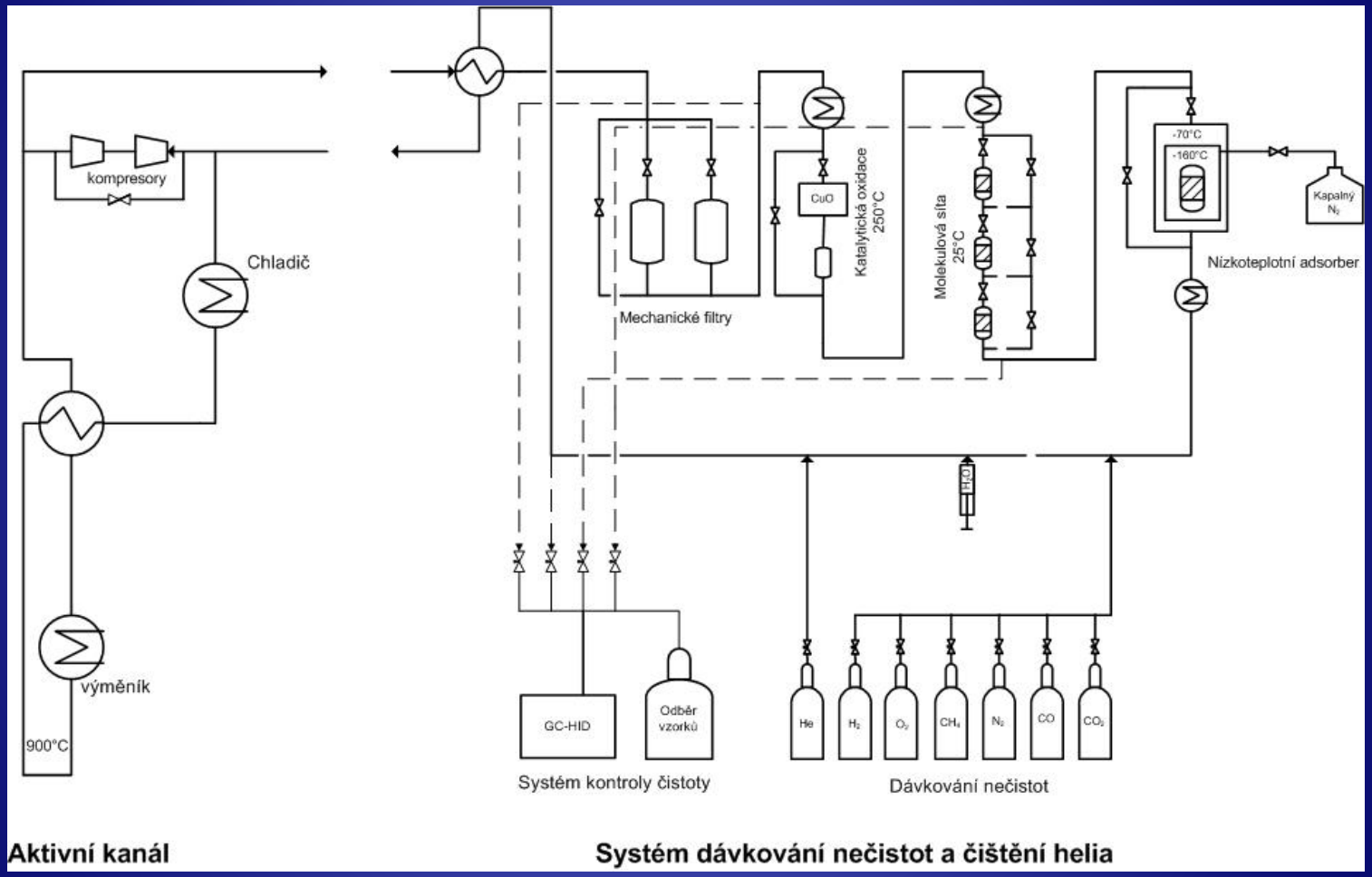
CC BY SA

Experimentální zařízení pro výzkum GIV v ČR

- ÚJV Řež, a.s. – experimentální myčky pro výzkum V/HTR, GFR a SCWR
  - Experimentální smyčka: zařízení, ve kterém cirkuluje provozní médium, v zařízení jsou simulovány fyzikální a chemické podmínky reálných provozních zařízení za účelem výzkumu
  - Smyčky konstruovány od r. 2006, nyní ve stadiu ověřování.
  - Náklady na obě smyčky přesáhly 100 mil. Kč – částečně financováno z MPO a fondů EU
  - nyní umístěny ve zvláštní hale, po ověření je plánováno zabudování do experimentálního reaktoru LVR-15 (zdroj ionizujícího záření)- průměrný tok neutronů: tepelné: 1,5 x 10^{18}n/m^{2}s, rychlé: 2,5 x 10^{18}n/m^{2}s (záleží na pozici v jádře)

CC BY SA

High Temperature Helium Loop v ÚJV Řež



CC BY SA

HTHL

- Maximální teplota helia: 900°C – jen v prostoru pro umístění vzorků
- Tlak: 7 Mpa
- Tok helia: 38 kg/h
- Větší část zařízení (mimo aktivního kanálu) umístěno v kleci o rozměrech cca 3,5X3,4X2,7m
- Účel – testy konstrukčních materiálů při V/HTR nebo GFR podmínkách, ověření postupů čištění helia pro V/HTR

CC BY SA

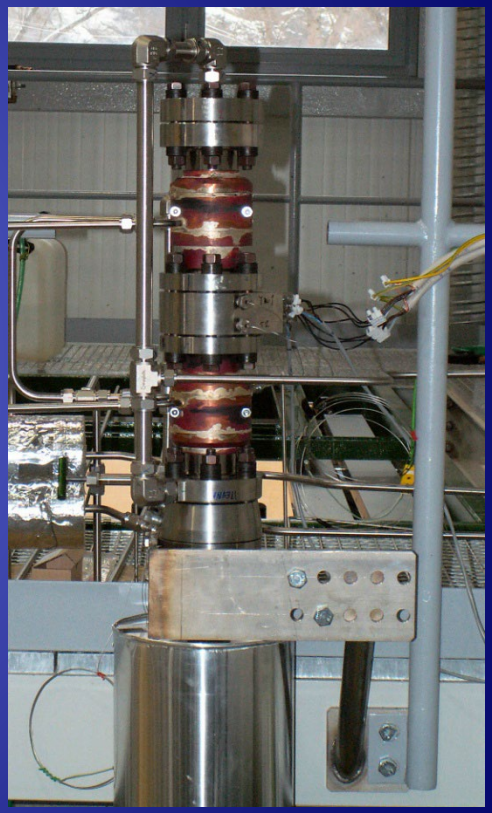
HTHL – aktivní kanál



Aktivní kanál s kompresorem



Detail kompresoru



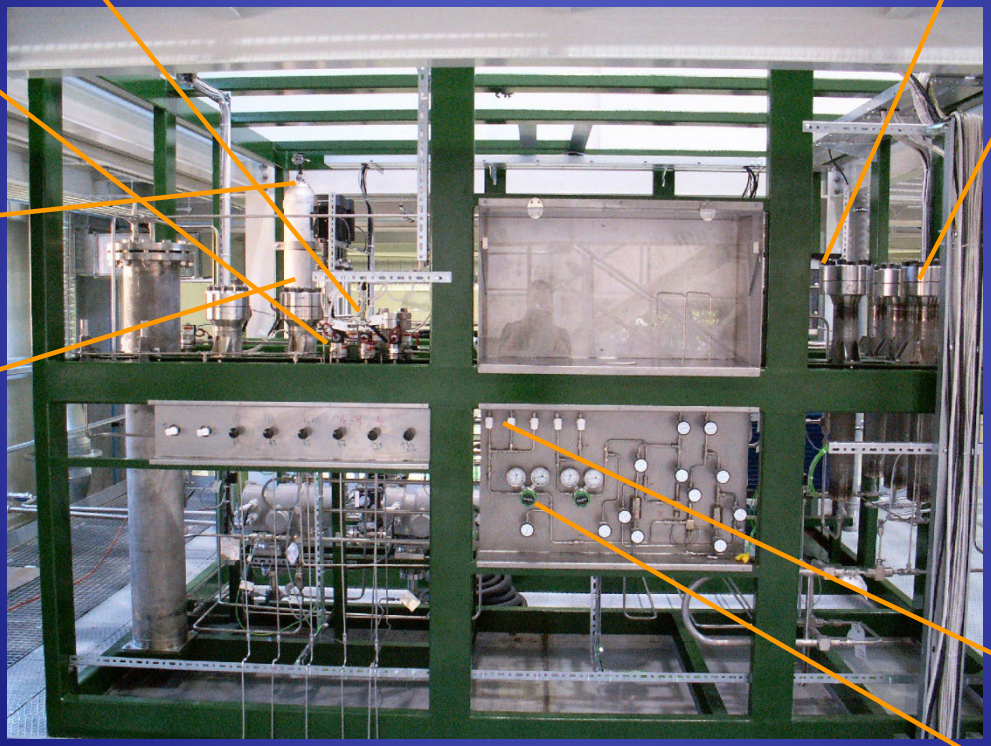
CC BY SA

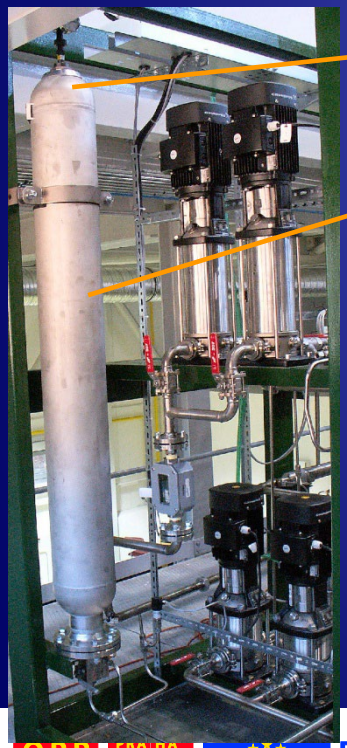
HTHL-systém čištění, dávkování a analytiky

Rozměry klece: 3,5X3,4X2,7m



Dávkování nečistot





Kompenzátor objemu a čerpadla vodního chlazení



Adsorbery – molekulová síta



Nízkoteplotní adsorber



Odběrový panel

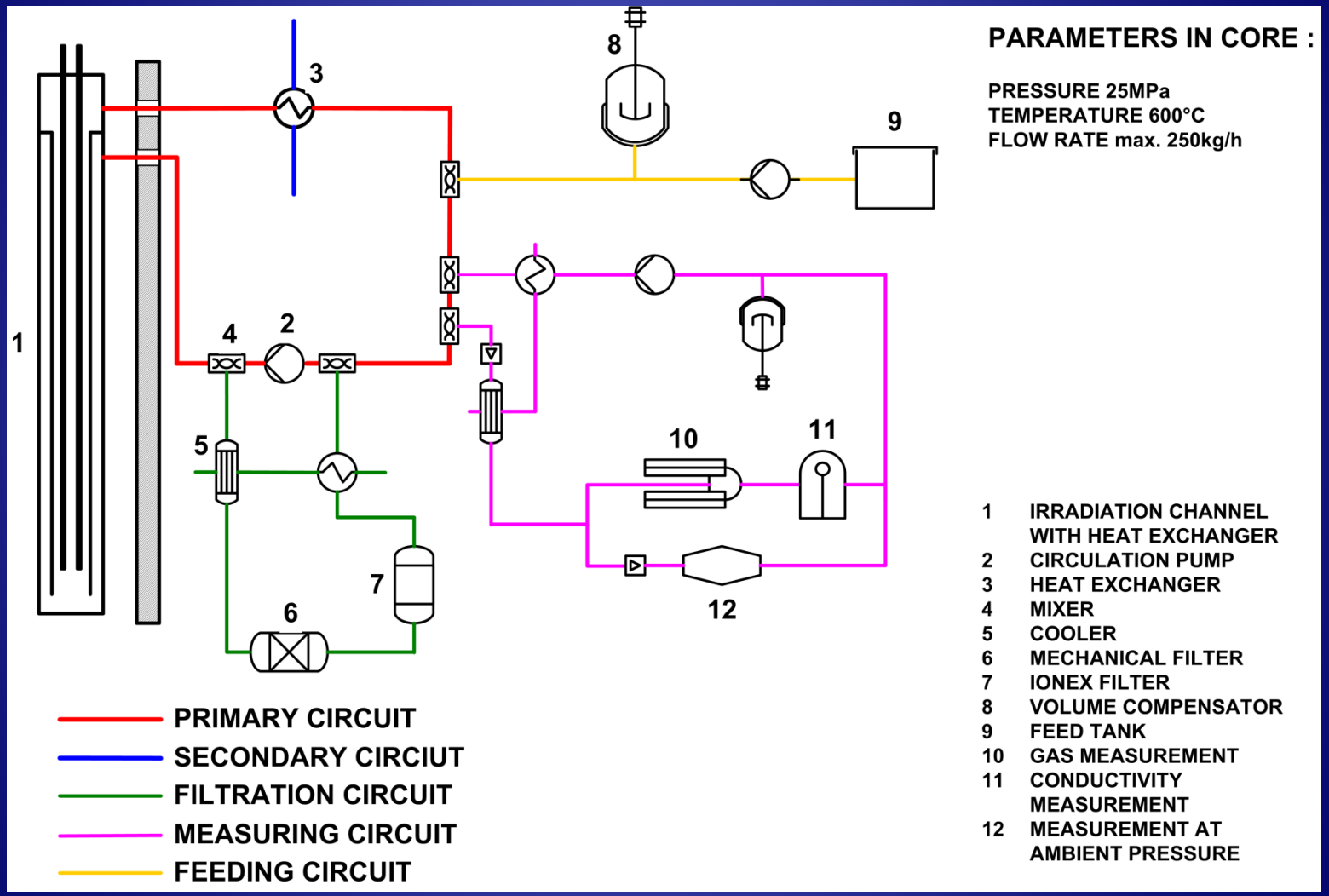
EVROPSKÁ UNIE

Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti

CC BY SA

VŠCHT PRAHA

Super Critical Water Loop v ÚJV Řež



EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti

CC BY SA

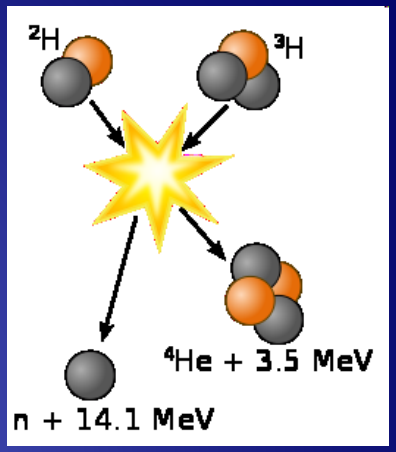
VŠCHT PRAHA

SCWL

- Tlak: 25 MPa
- Teplota (v prostoru pro vzorky): 600°C
- Teplota na vstupu do aktivního kanálu: max. 390°C
- Průtok: 200 kg/h
- Účel: simulace podmínek chladiva SCWR, testy konstrukčních materiálů v reaktoru, optimalizace chemických režimů a studium radiolýzy vody s nadkritickými parametry

CC BY SA

Termojaderná fúze



- Založeno na slučování lehkých jader – deuteria a tritia

$$ {}_1^2H + {}_1^3H \rightarrow {}_2^4He(3{,}5MeV) + {}_0^1n(14{,}1MeV) $$

- Ve fúzním reaktoru – Tokamaku se tritium generuje z lithia:

$$ {}_0^1n + {}_3^6Li \rightarrow {}_1^3H(2{,}75MeV) + {}_2^4He(2{,}05MeV) $$

- Celková bilance:

$$ {}_1^2H + {}_3^6Li \rightarrow 2\,{}_2^4He + 22{,}4MeV $$

- Zatím jen experimentální zařízení, technologicky náročné, udržení plasmy je problematické
- Obtížné je i dosažení stavu, kdy TOKAMAK produkuje více energie než spotřebuje na ohřev plasmy
- Komerční využitelnost termojaderné fúze: odhad za 50 let (?)

CC BY SA

Možné dopady termojaderné fúze na ekologii

+ Teoreticky žádné vyhořelé palivo, u kterého by bylo třeba řešit dlouhodobé uložení nebo přepracování
+ Odlišná konstrukce reaktoru vylučuje např. havárie s tavením aktivní zóny
+ Při využití nízkoaktivovatelných materiálů snížení objemu RAO
- Vyšší nároky na výstavbu zařízení a výrobu specielních materiálů nepřímo vedou k vyšší produkci CO_2

CC BY SA

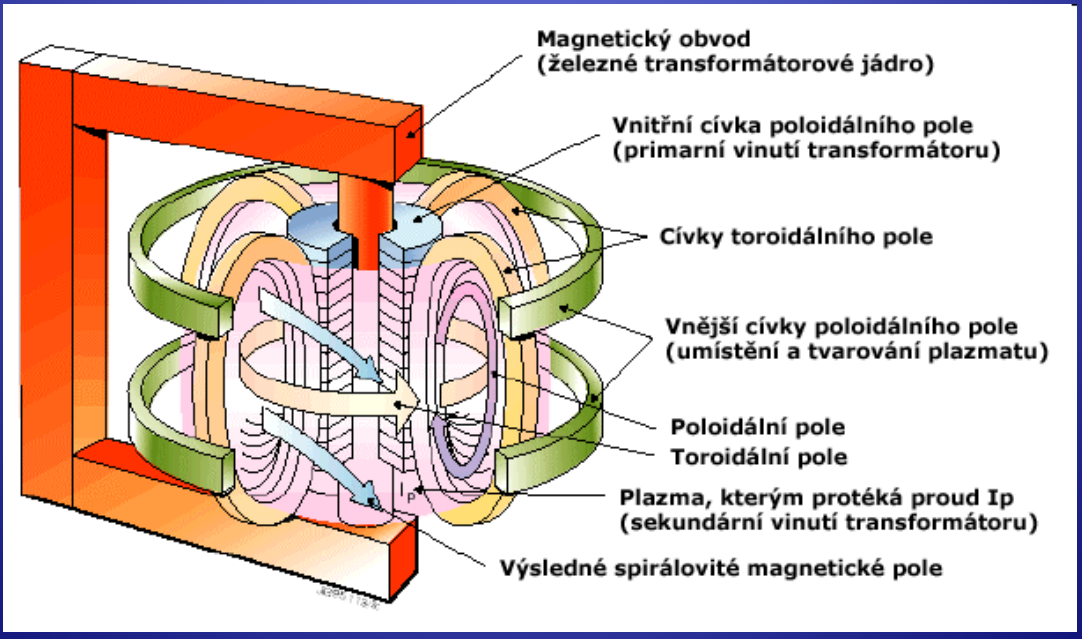
Experimentální TOKAMAKy

Parametry	Tore Supra	JET	ITER
Poloměr prstence plazmatu [m]	2,25	3	6,21
Poloměr plazmatu [m]	0,7	1,25	2,0
Objem plazmatu [m^3]	25	155	837
Proud plazmatu [MA]	1,7	5-7	15
Magnetické pole [T]	4,5	3,4	5,3
Délka pulsů [s]	~100	10	>300
Typ plazmatu	D-D	D-D/D-T	D-T
Termonukleární výkon (Pth)	~kW	50kW/10MW	500MW
Q=Pth/spotřeba energie	~0	~1	>10
Energie neutronů na okraji plazmatu	~10 W/m^2	60kW/m^2	0,57 MW/m^2

CC BY SA

Princip TOKAMAKu

- Transformátor, sekundární cívka má jeden závit a tvar toroidní trubice
- Uvnitř plazma D+T držené magnetickým polem ve středu trubice (nedotýká se stěn) o teplotě v řádu 100 milionů °C
- Tepelné zatížení stěn: cca 1000°C



CC BY SA

TOKAMAK ITER
(International Thermonuclear Experimental Reactor)

- Participují: EU, Rusko, Japonsko, Kanada (a USA)
- Projektován v Cadarache, Francie
- Průměr 20 m, výška 15 m
- Bude obsahovat 18 cívek o rozměrech 14X9 m, hmotnost každé 290 t
- Plán realizace:

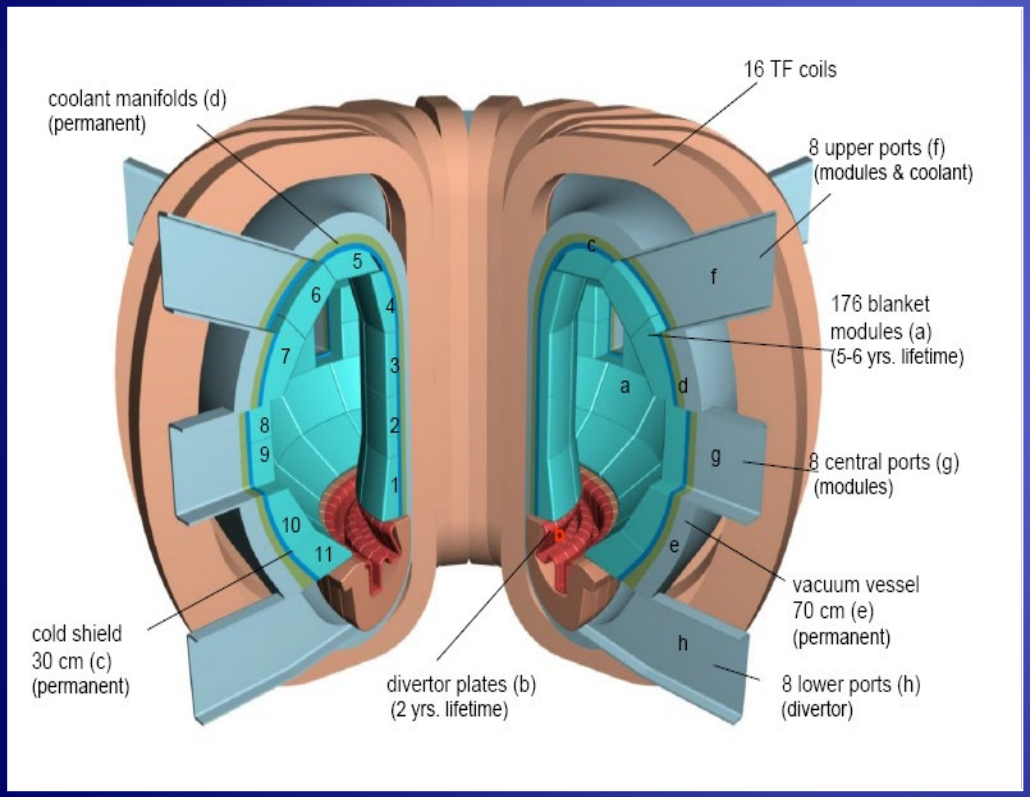


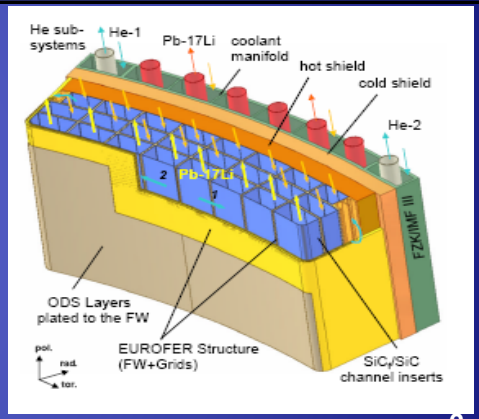
- Zdroj lithia + stínění: tekutá eutektická směs Pb-17Li
- Pro komponenty ve styku s touto směsí vyvinuta specielní nízkoaktivovatelná feriticko-martenzitická ocel – EUROFER 97: (Cr do 10%, místo Mo obsuhuje W – cca 1%)
- Použití austenitických ocelí – nežádoucí – Ni se rozpouští v Pb-Li
- Bi nežádoucí v Pb-17Li, transmutuje na radioaktivní Po
- Bude sloužit k testování komponent a materiálů fuzních reaktorů a k ověření proveditelnosti technologických postupů před stavbou fuzní elektrárny

CC BY SA

Design and technology of T- breeding blanket

Typical Tokamak Configuration
T-Breeding Blanket:
Dual Coolant Lithium Lead



Fusion Power Reactor Dual-Coolant T-Blanket	
He, 80 bars	**Pb-17Li, ~** bar
300, 480 ^{0} C	480-700 ^{0} C
Dual-Coolant T-Blanket	
	
Martensitic Steels **(550 ^{0} C)**	
ODS Ferritic steels **(700 ^{0} C)**	
SiCf-SiC **th. & elect. insulator**	
F W: T max= 625 ^{0} C	
Channel : Tmax= 500 ^{0} C	
Insert : Tmax~1000 ^{0} C	

Úkol

- Vypracujte prezentaci na téma: ekologické a ekonomické aspekty reaktorů IV generace a termojaderné fúze
- Posuďte zejména tyto aspekty
  - Základní parametry zařízení
  - Využitelnost energie v technologických procesech, např. pro výrobu alternativních paliv
  - Náročnost systémů na konstrukční materiály
  - Jaderné palivo a palivový cyklus
  - Riziko emise nežádoucích látek do životního prostředí
  - Potřeba výzkumu a vývoje
- Čas prezentace: 5 – 10 minut
- Prezentaci přednesou 2 dobrovolní nebo vylosovaní studenti příští hodinu
- Bodové hodnocení nutné k zápočtu

CC BY SA

Děkuji za pozornost



EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti

CC BY SA

VŠCHT PRAHA

EVROPSKÁ UNIE
Evropské strukturální a investiční fondy
Operační program Výzkum, vývoj a vzdělávání

MINISTERSTVO ŠKOLSTVÍ, MLÁDEŽE A TĚLOVÝCHOVY

8. Technické, bezpečnostní, ekonomické a ekologické aspekty systémů pracujících s vodou s nadkritickými parametry

Bezpečnost a spolehlivost v energetice a průmyslu - M216019

Markéta Kryková - Zychová

Dílo podléhá licenci Creative Commons 4.0 Česko
Uveďte původ - Zachovejte licenci

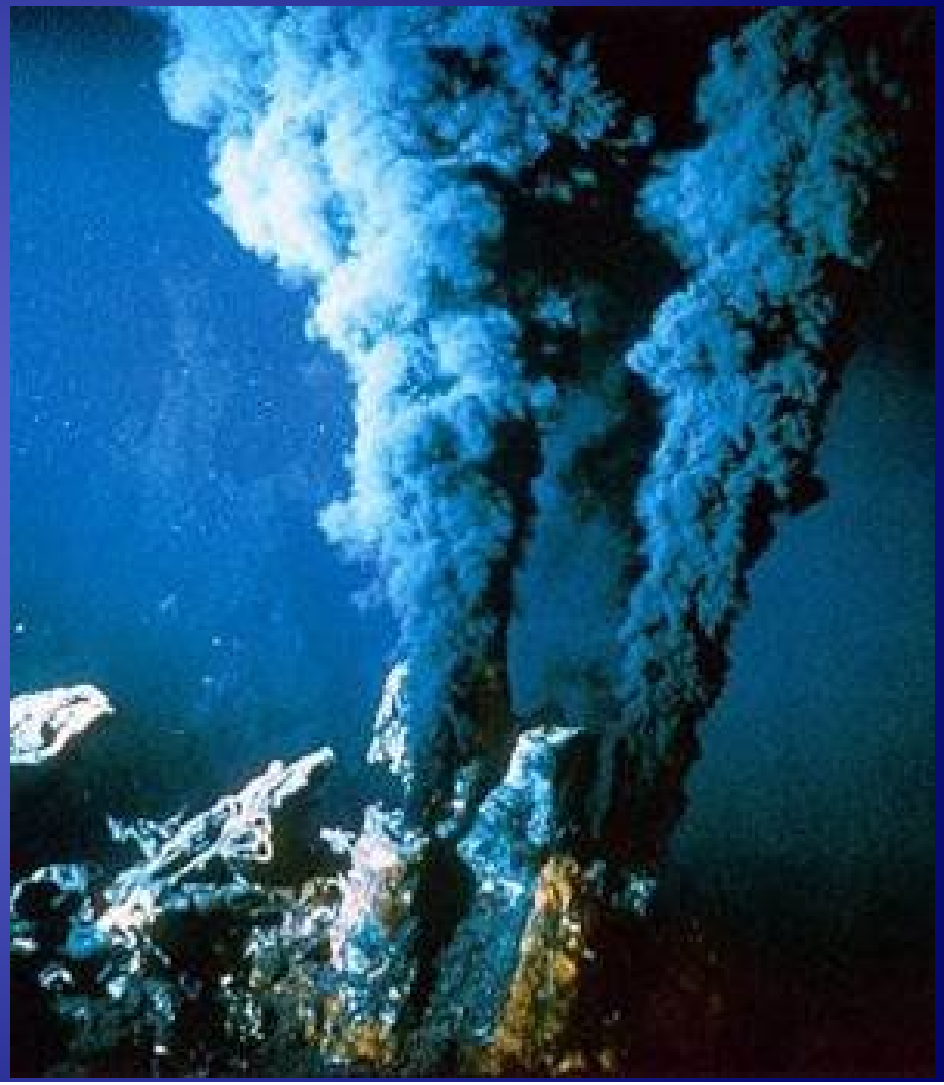
Obsah

- Superkritická voda a její použití
- Fyzikálně-chemické vlastnosti SCW
- SCWR
- Materiály
- Vodní režimy
- Transport korozních produktů v I.O.
- Návrh vhodného vodního režimu pro SCWR

EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
CC BY SA
VŠCHT PRAHA

Superkritická voda (SCW)

- překročila kritický bod = 374°C a 22,05 MPa
- použití:
  - chladivo v energetických blocích
  - odstraňování toxických odpadů
  - syntézní prostředí
  - zkapalňování a zplyňování paliv
- výskyt SCW v přírodě → „Blacksmokers“



EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti

CC BY SA

VŠCHT PRAHA

SCW-chladivo v energetických blocích

- Fosilní elektrárny
  - **Podkritické**, klasicky a běžně používané v celém světě s velkými provozními zkušenostmi. Parametry pracovního media se ustálily na hodnotách:
    - Tlak přehřáté páry 12 – 20 MPa, teplota přehřáté páry 510 – 560 °C.
  - **Nadkritické**, s parametry páry:
    - Tlak přehřáté páry 23– 25 MPa, teplota přehřáté páry 510 – 560 °C.
  - **Ultrakritické**, jsou nadkritické s extremně vysokými parametry, které jsou současnou

  - technickou praxí dosažitelné s parametry páry:
    - Tlak přehřáté páry 25 – 36,5 MPa, teplota přehřáté páry 580 – 600 °C.
  - V USA v provozu blok s tlakem páry 34,6 MPa a teplotou páry 649 °C
  - Od 90. let pouze v Evropě postaveno 25 nadkritických bloků, světově v provozu cca 450.

CC BY SA

SCW-chladivo v energetických blocích

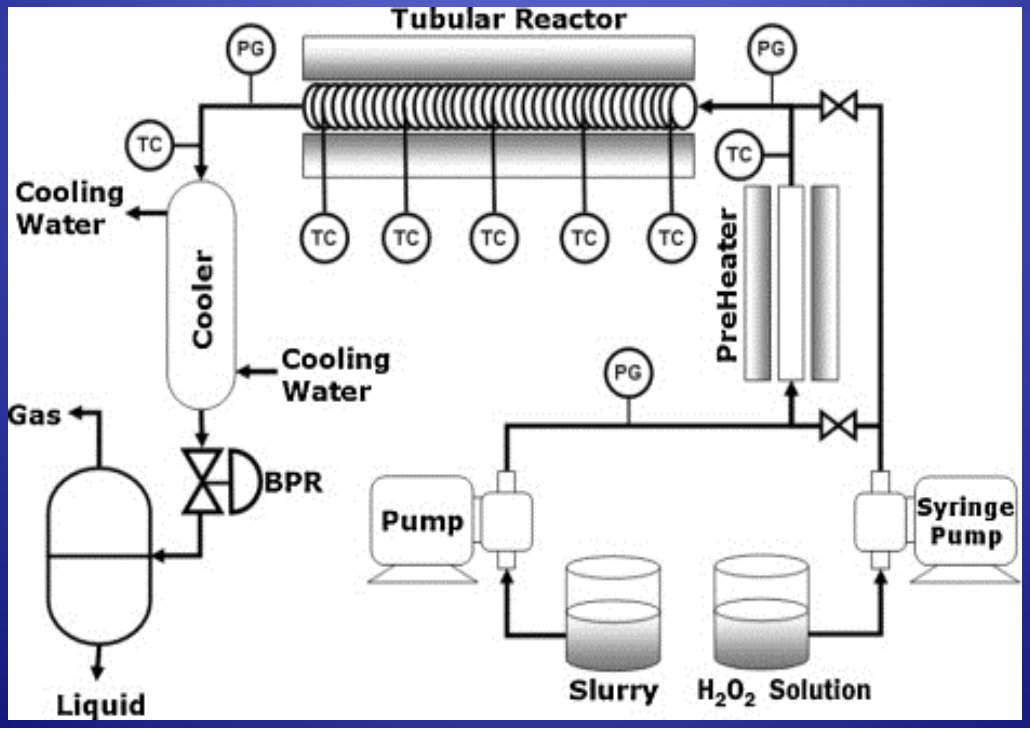
- Nový blok elektrárny Ledvice (Ledvice 6)
- VÝKONOVÉ PARAMETRY
  - **Elektrický výkon 660 MWe**
  - **Účinnost 42,5 %**
  - **Kritické potrubí 28 MPa/5 MPa**
  - **Teplota páry 600/610 °C**
  - **Množství přehřáté páry 1 684 t/h**



CC BY SA

SCW – odstraňování toxických odpadů (POP,…)

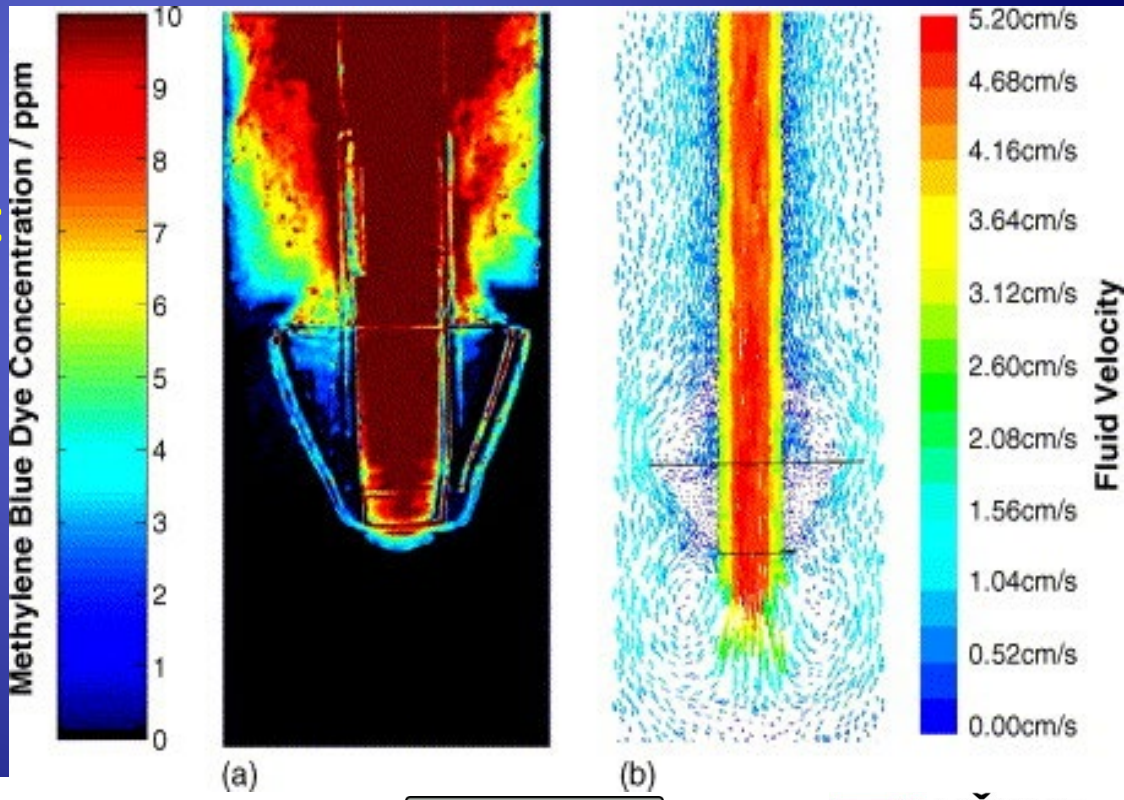
- Vhodná směs odstraňuje nebezpečné látky až s 99,999% účinností



CC BY SA

SCW - syntézní prostředí

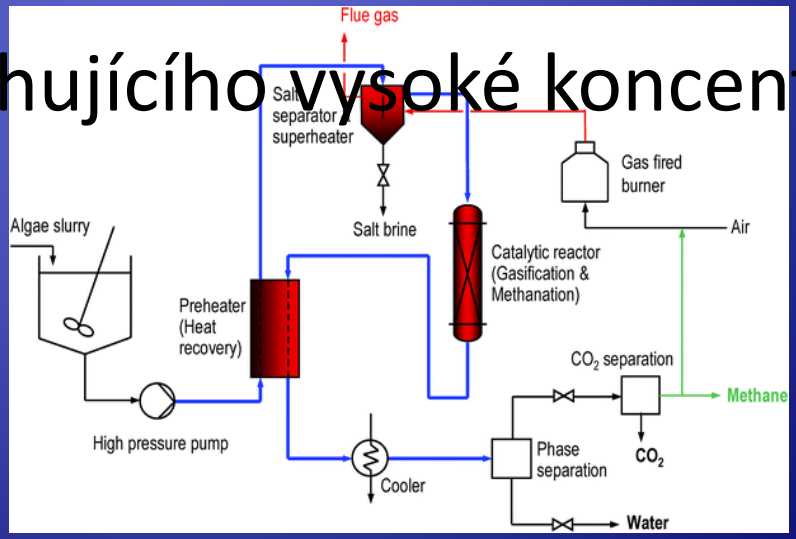
- Nahrazuje toxická rozpouštědla
- Katalytický účinek
- Syntéza nanočástic



CC BY SA

SCW – zplyňování a zkapalňování paliv

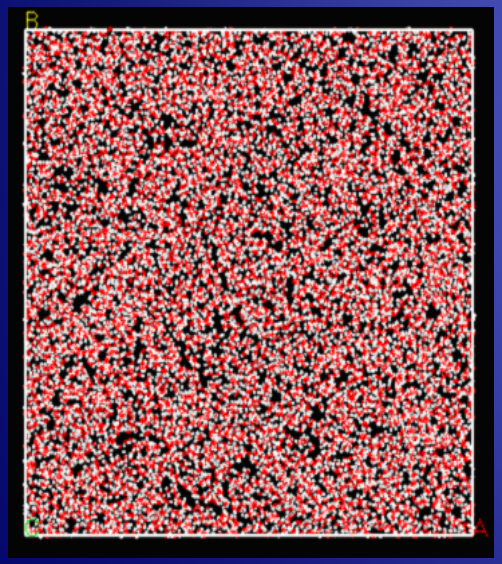
- Zušlechtění paliv jako biomasa, hnědé uhlí, plasty, odpady – vznik kvalitního plynu bez příměsí produkujících skleníkové a další škodlivé plyny a látky
- Vznik plynu obsahujícího vysoké koncentrace vodíku



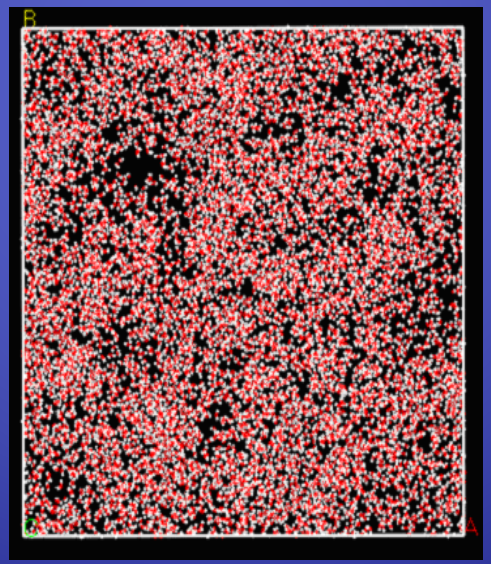
CC BY SA

Fyzikálně-chemické vlastnosti SCW

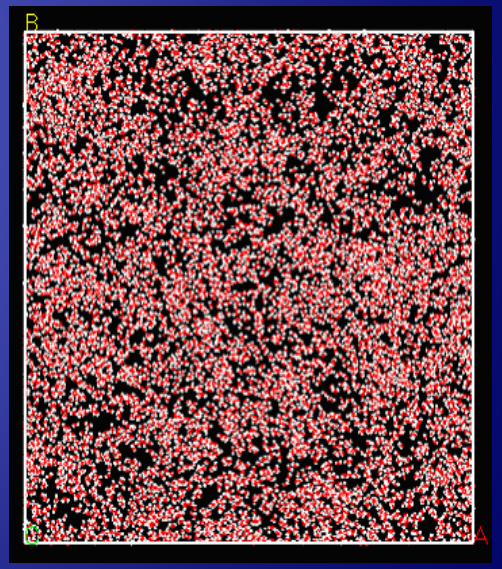
- vlastnosti vody → dány vodíkovými můstky
- při překonání kritického bodu → změna fyzikálně-chemických vlastností → narovnávání H-O-H molekuly a ztráta dipólového momentu



ρ = 0.55 g/cm^3 20°C



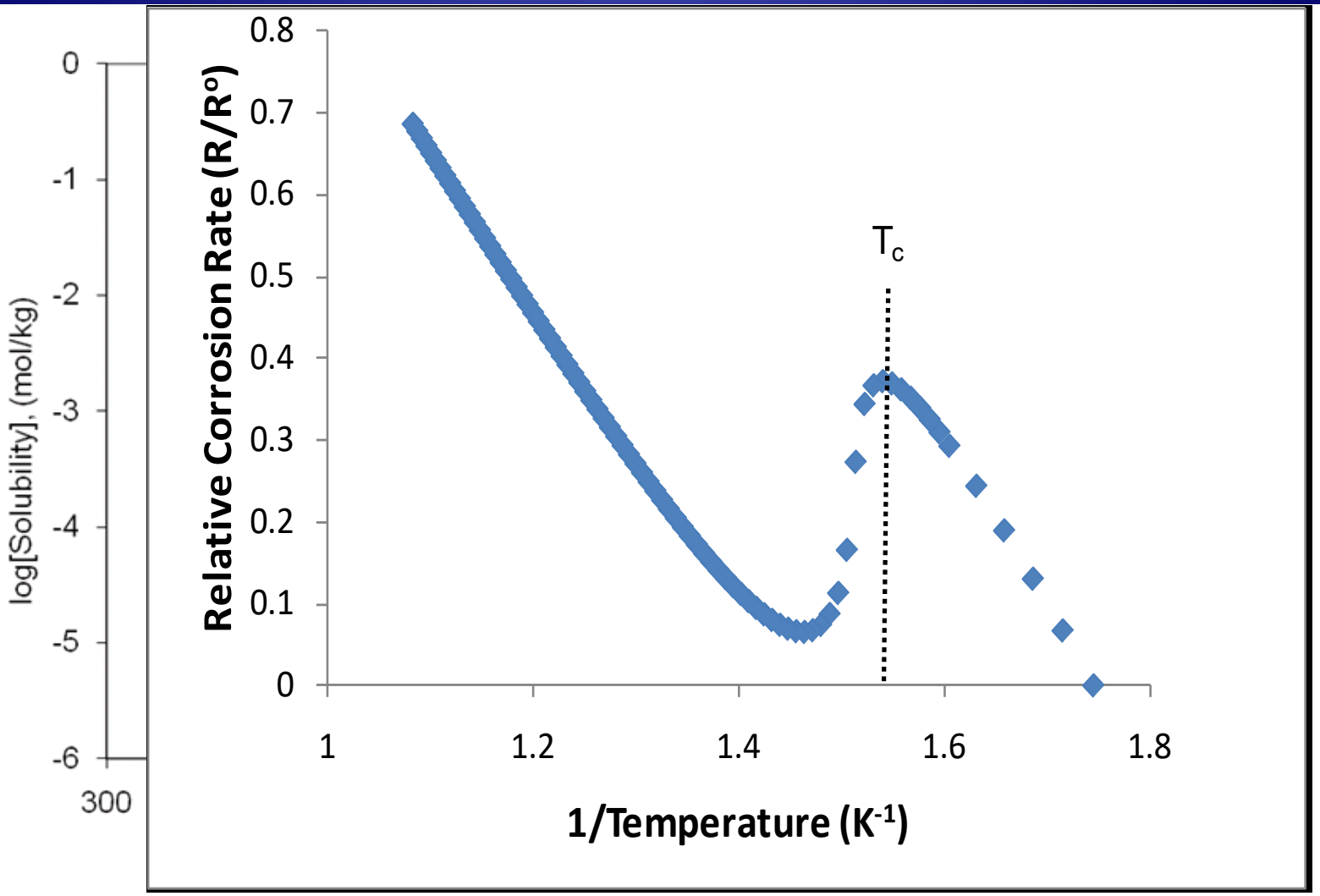
ρ = 0.31 g/cm^3 374°C



ρ = 0.17 g/cm^3 600°C

OPPA PRAHA PRAGUE PRAGA EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
CC BY SA
VŠCHT PRAHA

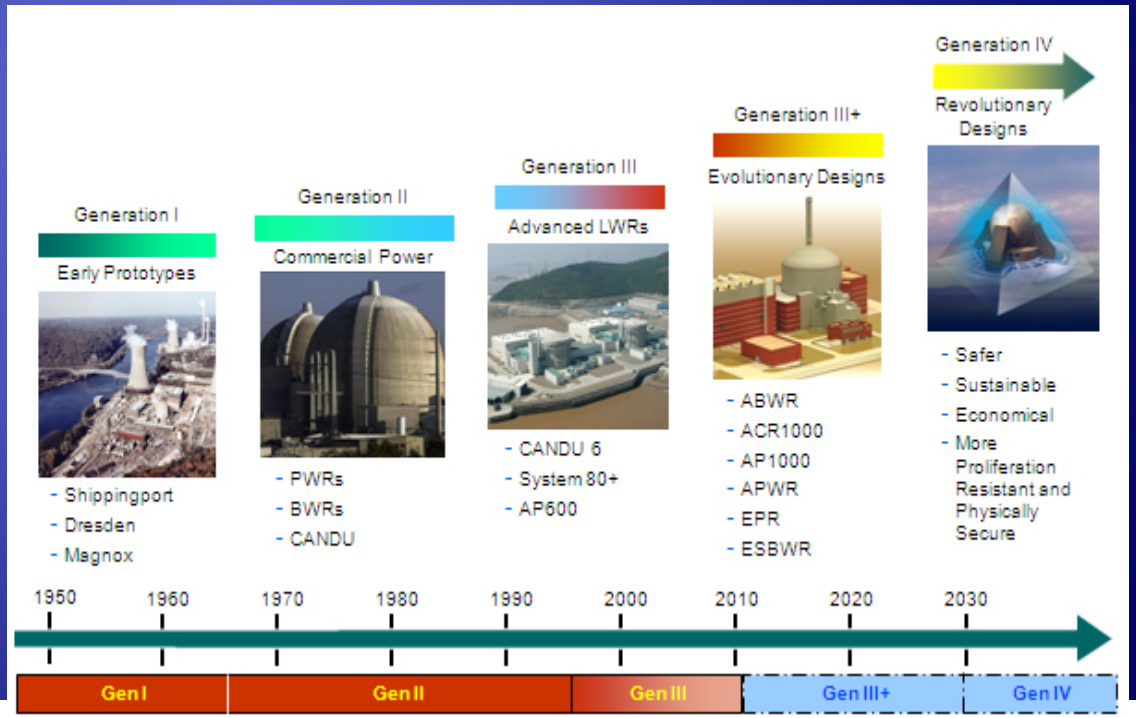
Fyzikálně-chemické vlastnosti SCW



CC BY SA

Jaderné reaktory IV. generace

- **The generation IV international forum**
  - Argentina, Brazílie, Kanada, Francie, Japonsko, Korejská republika, Jihoafrická republika, Velká Británie, Spojené státy americké (2001), Švýcarsko (2002), Euratom (2003), Čínská lidová republika, Ruská federace (2006)
- **Požadavky na reaktory nové generace:**
  - Udržitelnost
  - Ekonomika
  - Spolehlivost a bezpečnost
  - Nízká míra zneužitelnosti



CC BY SA

Jaderné reaktory IV. generace

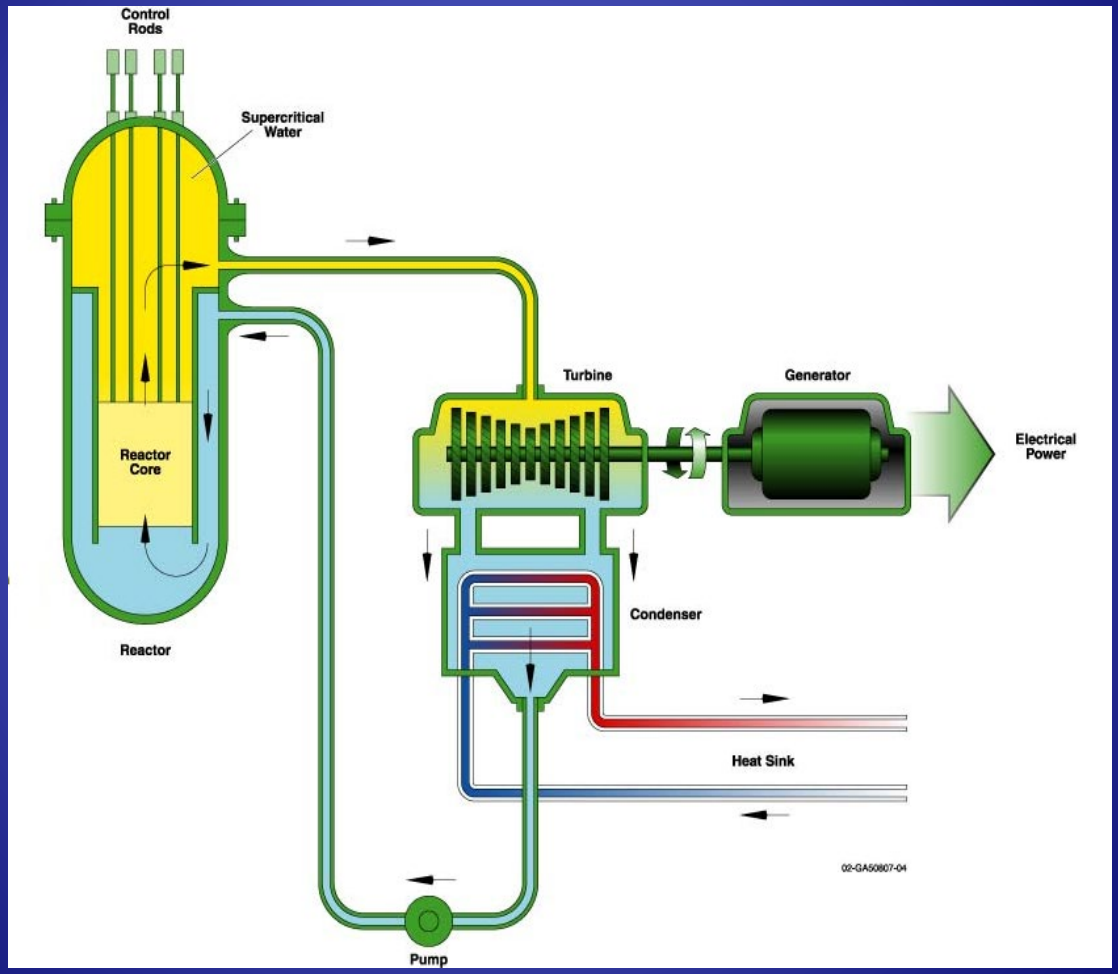
- VHTR (Very High Temperature Reactor)
- MSR (Molten Salt Reactor)
- LFR (Lead-cooled Fast Reactor)
- GFR (Gas-cooled Fast Reactor)
- SFR (Sodium-cooled Fast Reactor)
- SCWR (SuperCritical Water-cooled Reactor)

Reaktor	Hlavní účel	Předpokládaný rok uvedení do provozu
VHTR	výroba H2	2020
MSR	výroba H2, elektrický proud	2025
LFR	výroba H2, elektrický proud	2025
GFR	výroba H2, elektrický proud	2025
SFR	elektrický proud	2015
	elektrický proud	2025

reaktory vhodné k přepracování vyhořelého paliva

CC BY SA

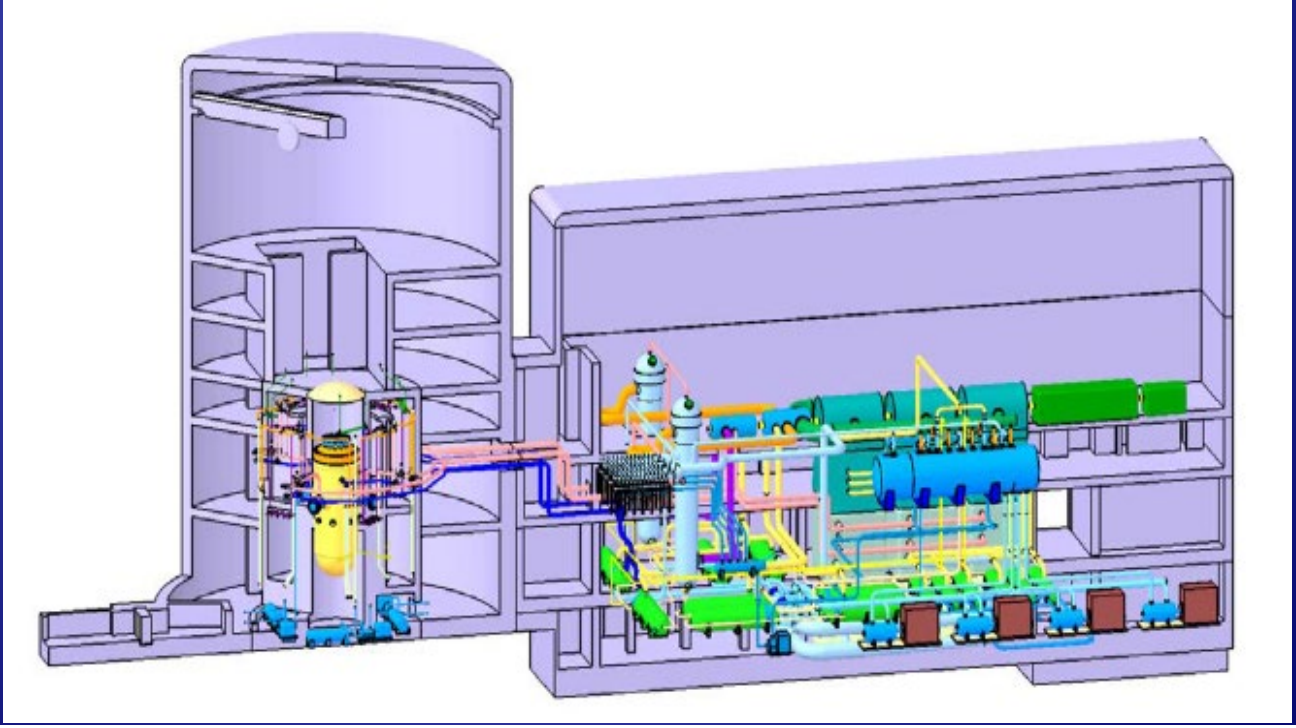
SCWR



EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
BY SA
VŠCHT PRAHA

High Performance Light Water Reactor (HPLWR - evropský koncept)

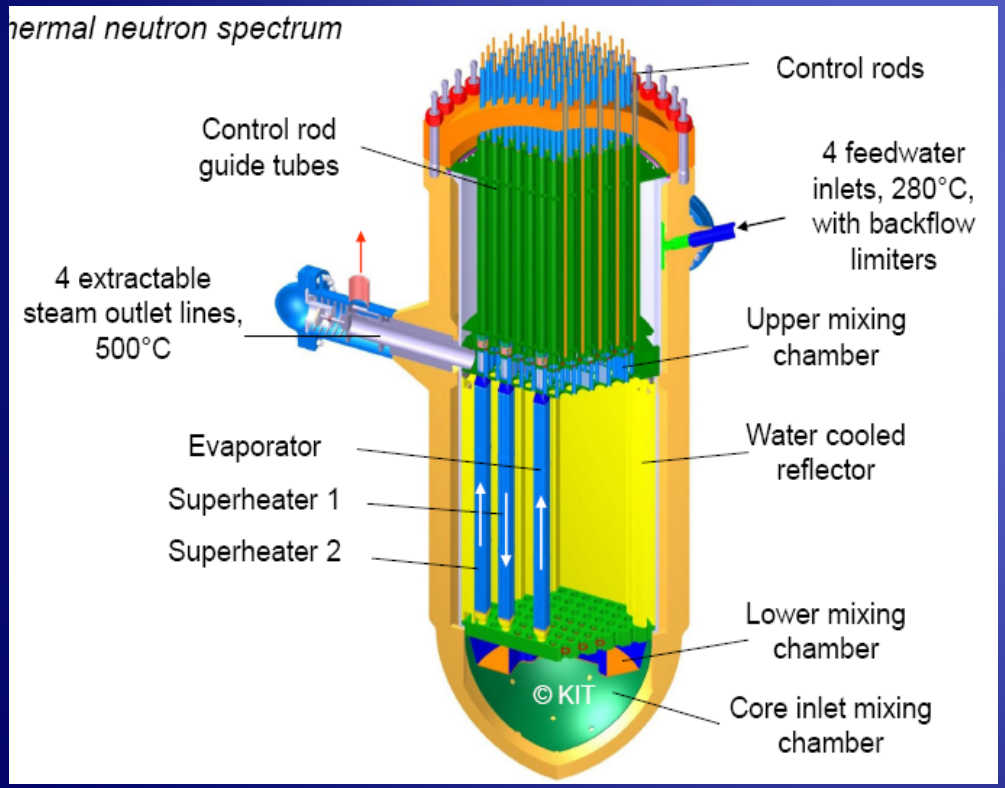
- demonstrační jednotka: tlaková nádoba; jmenovitý výkon: 1000 MWe; tepelná účinnost: 43,5%, UO_2 nebo MOX palivo

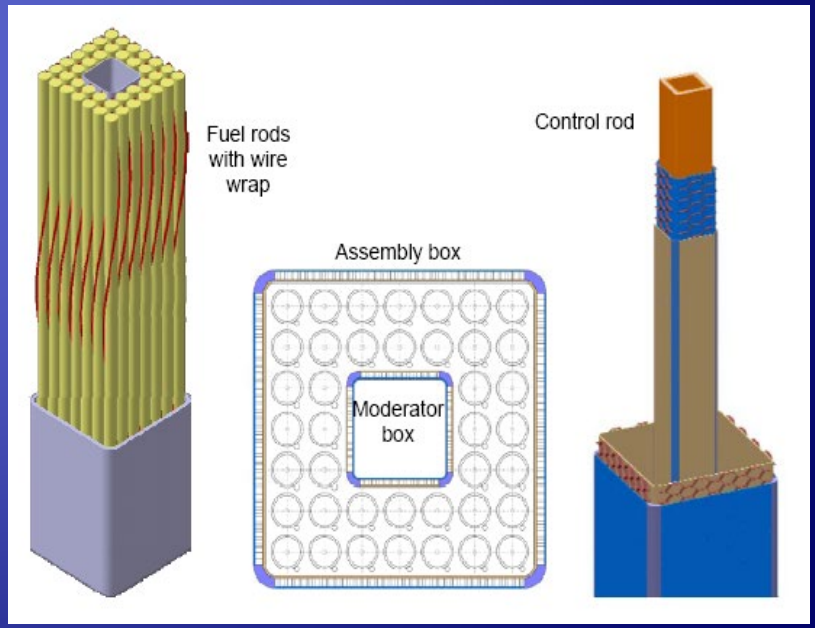


EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
BY SA
VŠCHT PRAHA

HPLWR

- dvojitý průtok média přes aktivní zónu
- čtvercové palivo



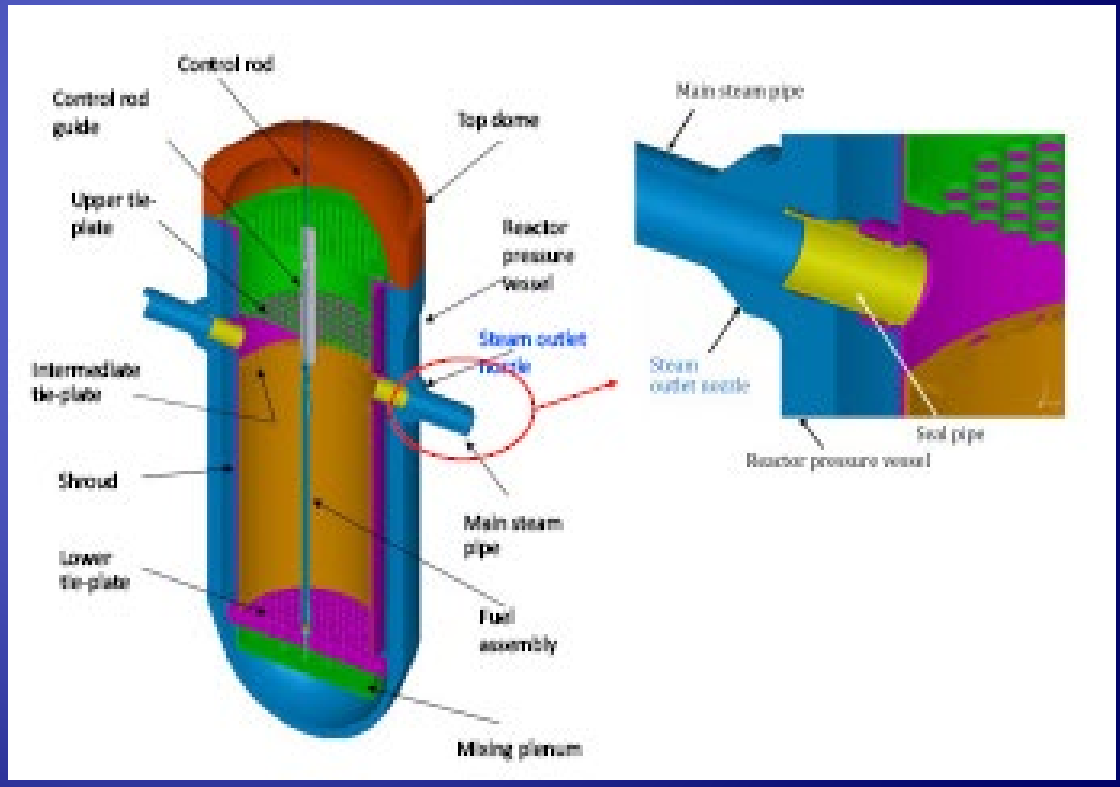


EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
BY SA
VŠCHT PRAHA

Japanese SCWR (JSCWR)

- **demonstrační jednotka: tlaková nádoba; jmenovitý výkon: 1620 MWe; tepelná účinnost: 44%, palivo: UO_2**
- **jednoduchý průtok média AZ**



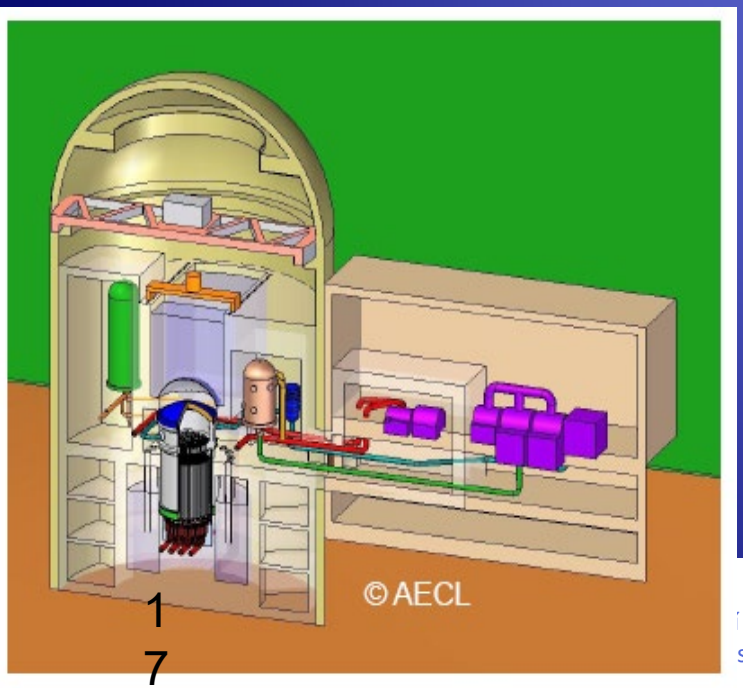


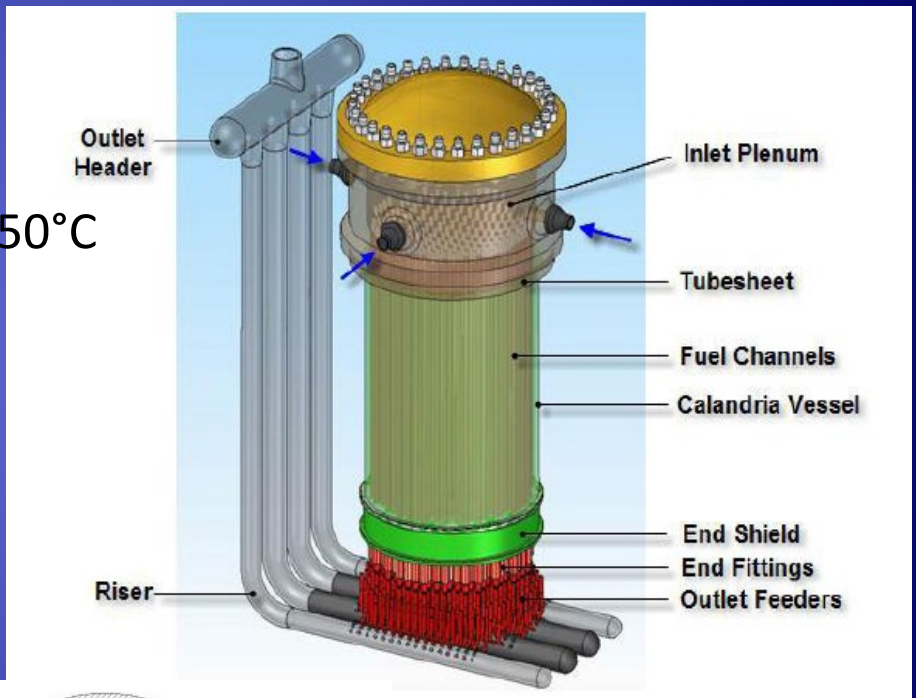
EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
BY SA
VŠCHT PRAHA

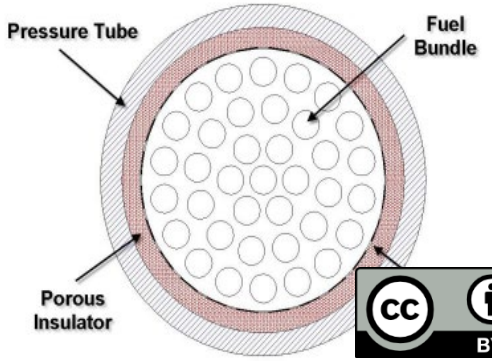
Superkritické CANDU (kanadský SCWR)

- demonstrační jednotka: tlaková nádoba; jmenovitý výkon: 1200 MWe; tepelná účinnost: 48%
- Thorium nebo MOX palivo
- teplota média: outlet – až 650°C

  pokrytí - až 850°C





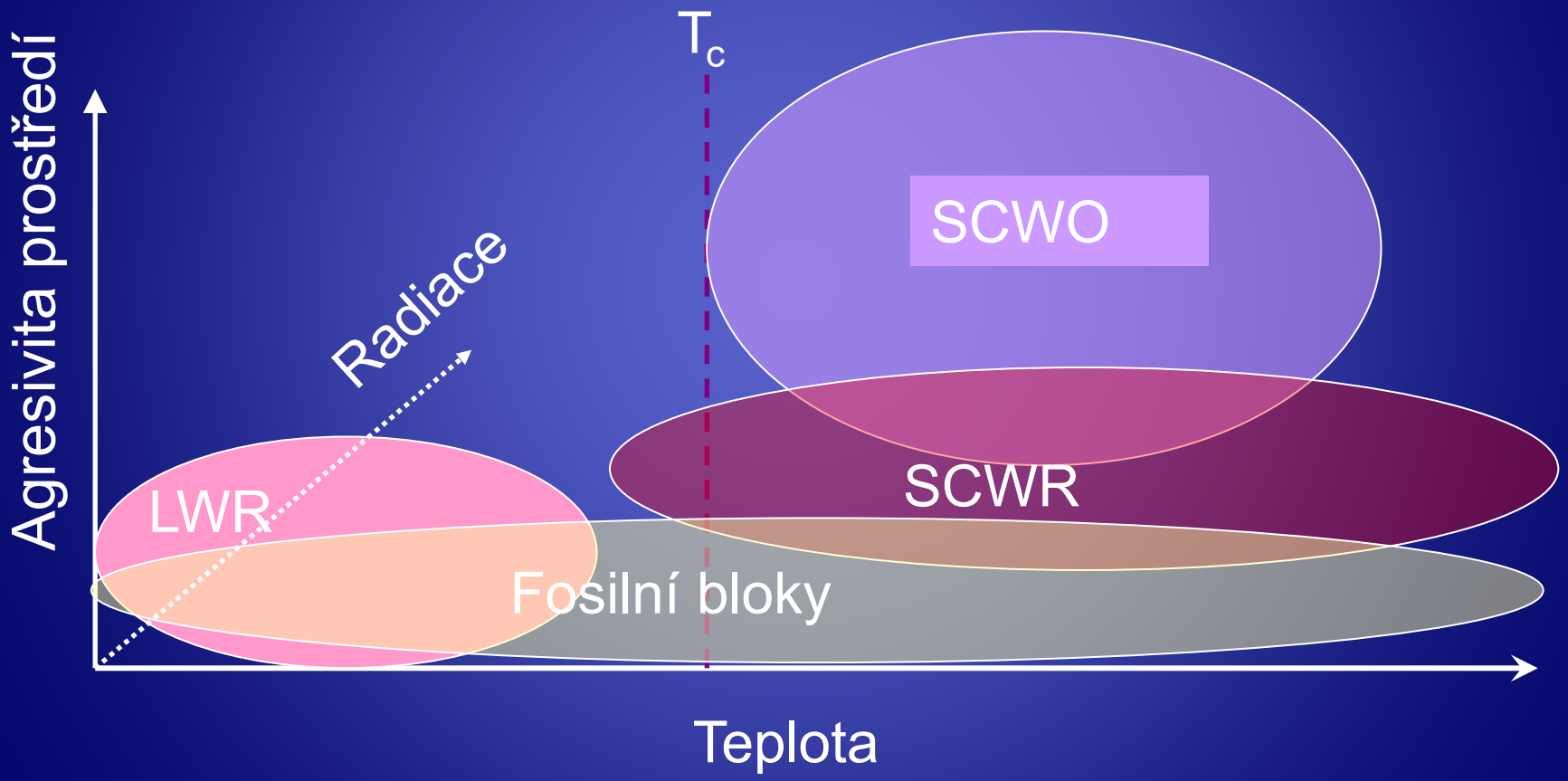


moderátor – těžká voda – lepší moderátor → vyšší účinnost konceptu

fond
stujem

CC BY SA

Prostředí



CC BY SA

Materiály

- komponenty v aktivní zóně jsou namáhány jak velikými teplotními gradienty, tak mechanicky i radiačně, pročež je nutné se zaměřit na výzkum následujících vlastností a chování materiálu:
  - rozměrová stabilita – creep, swelling
  - mechanické vlastnosti – síla, tažnost, únava atd.
  - odolnost vůči radiačnímu poškození – vytvrzování a křehnutí a
  - vhodná kombinace materiálu, chladiva a paliva – např. korozní praskání vlivem radiace (IASCC = irradiation assisted stress corrosion cracking), interakce pokrytí palivových pelet (PCI = pellet cladding interaction) atd.

OPPA PRAHA GUE GA PRAG EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
CC BY SA
VŠCHT PRAHA

Vodní režim jaderných SCW bloků

- **snižování korozní rychlosti v okruhu na přijatelnou míru**
  - vyšší životnost zařízení
  - potlačení kontaminace okruhu mimo aktivní zónu (AZ)
  - snížení dávky pro obsluhu
  - zamezení poruch odvodu tepla z paliva
- **potlačení radiolýzy vody (agresivity média)**
- **snížení provozních nákladů**

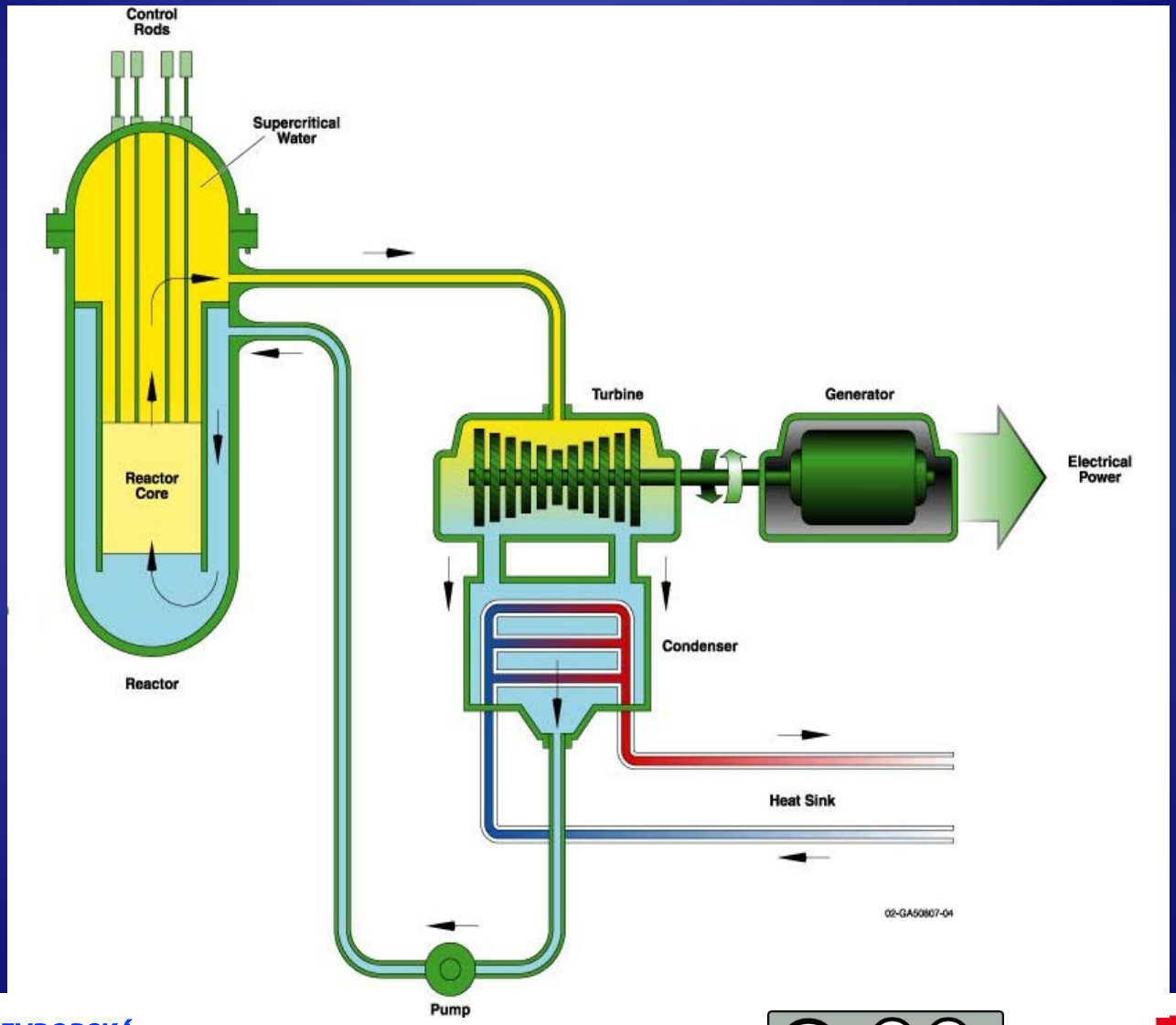
EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
BY SA
VŠCHT PRAHA

Vodní režim fosilních SCW bloků

Vodní režim	pH (25°C)	Detaily
Amoniak +hydrazin	-	0.7 - 1 mg amine/kg
	9,1 – 9,4	$NH_3 + N_2H_4$
	8,5 – 9,5	NH_3
	9,1 – 9,6	-
	9,1	NH_3<0.8mg/kg - potlačení rozpouštění mědi
	>9	NH_3 or cyclohexylamine + hydrazine
Hydrazin	8 – 8,5	N_2H_4 at 60 - 100 µg/kg
	7,7	N2H4 at 60 - 100 µg/kg
Chelate + NH_3 + N_2H_4	-	80µg/kg chelate, 0.8 mg/kg amoniak, 0.2 mg/kg hydrazin
	-	Zvyšuje tepelnou vodivost úsad (železito-železnatých)
pH 7 s kyslíkem	-	50 - 200 µg O2/kg, χ <0.1 µS/cm
	6.5 - 7.3	-
	-	Reakce $Fe(OH)_2$+O_2 je pomalá ve srovnání s reakcí s H_2O_2
	-	χ= <0.15 µS/cm, 0.2 - 0.4 mg O_2/kg outlet kotle
Kombinace	8 – 8,5	$N_2H_4 + O_2 \leftrightarrow NH_3$, směs zároveň působí jako pufr, udržuje konstantní pH roztoku

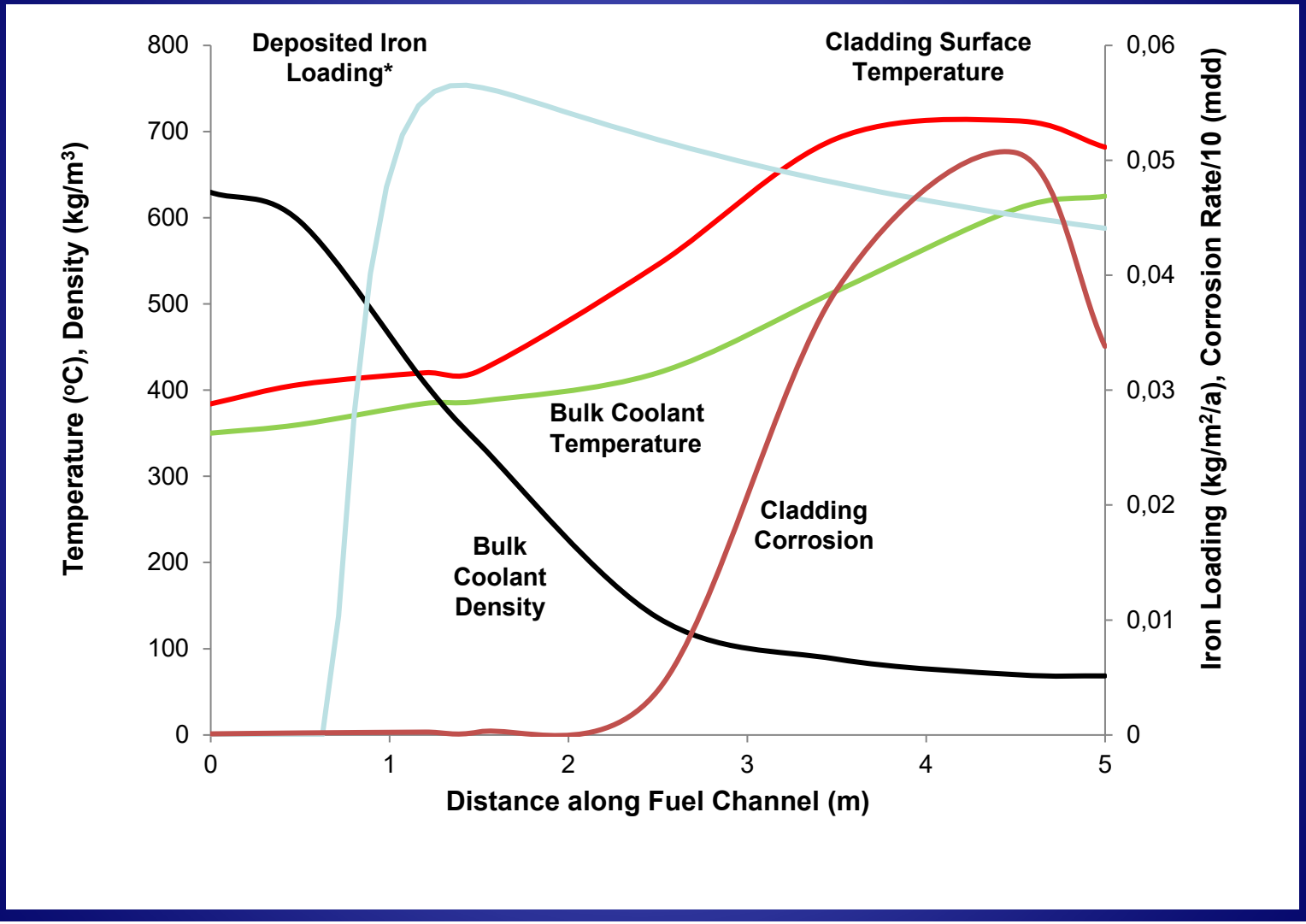
CC BY SA

Transport korozních produktů v I.O.



EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
CC BY SA
VŠCHT PRAHA

Podmínky v aktivní zóně – SCW CANDU



CC BY SA

Vhodný vodní režim pro jaderné SCW bloky

- výzkum je na začátku
- musí splňovat následující požadavky:
  - musí zajišťovat vhodné chemické podmínky ve všech částech primárního okruhu
  - dávkování vodíku k potlačení radiolýzy vody
  - bude kombinací režimu pro fosilní superkritické a současné jaderné bloky

EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
CC BY SA
VŠCHT PRAHA

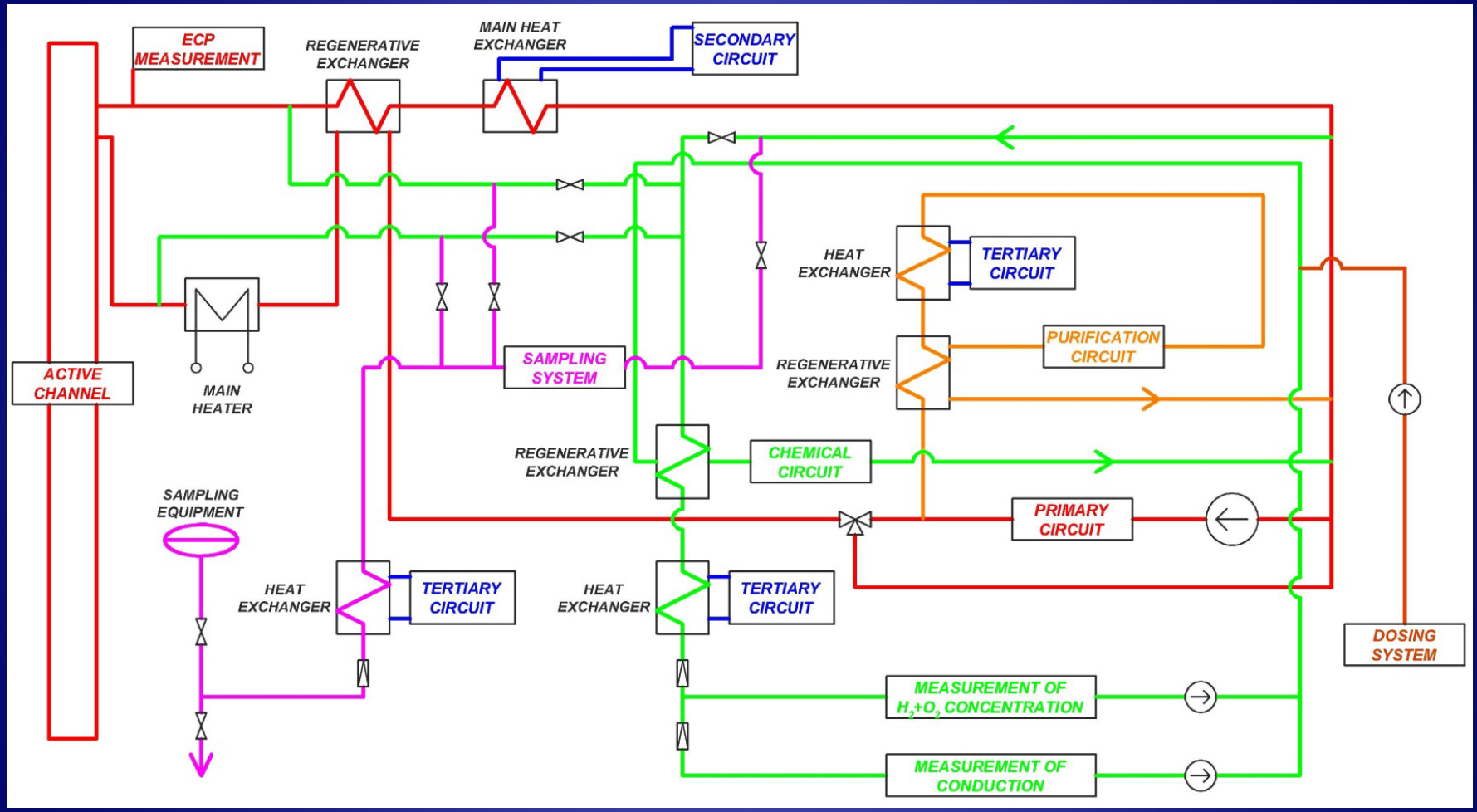
Superkritická vodní smyčka SCWL

- In-pile testy materiálů a chemického režimu
- T = 600°C, p = 25 MPa
- LVR-15 reaktor:
  - IRT-4M
  - Obohacení pod 20 %
  - thermal flux 1.5x10^{18} n/m^2s and fast flux 2.5x10^{18}n/m^2s
  - bazénový typ, moderovaný a chlazený lehkou vodou



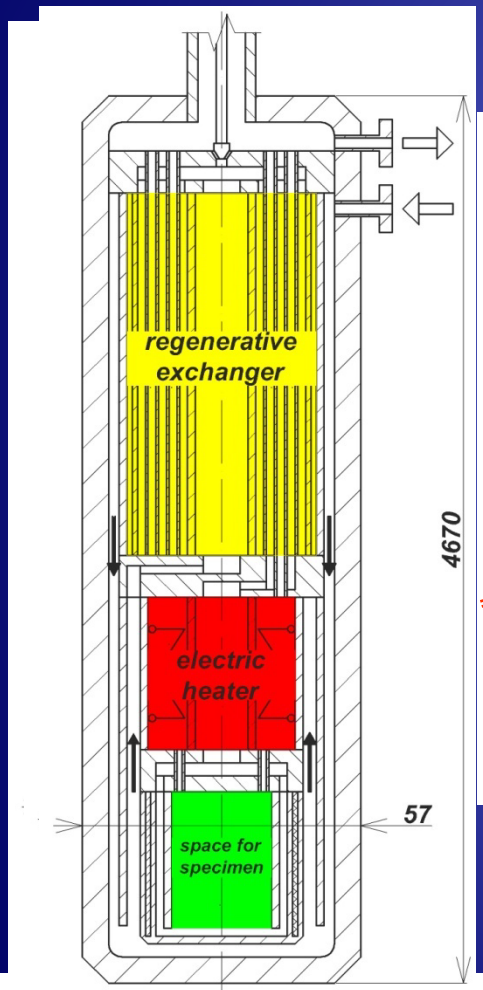
CC BY SA

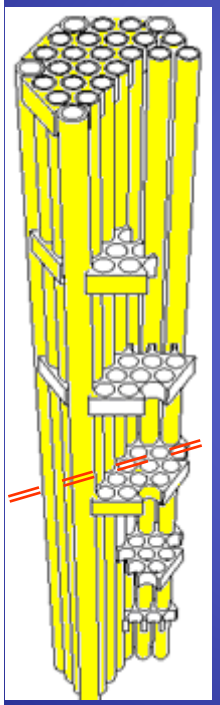
SCWL

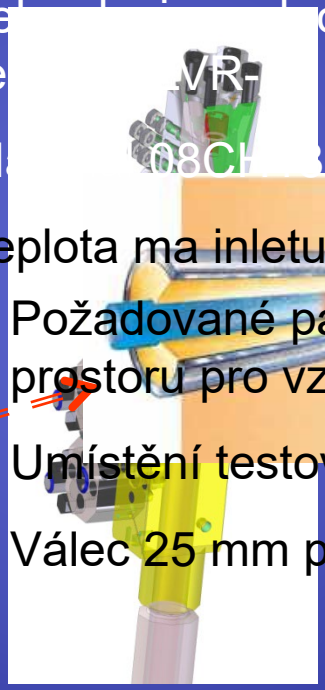

ECP MEASUREMENT
REGENERATIVE EXCHANGER
MAIN HEAT EXCHANGER
SECONDARY CIRCUIT
ACTIVE CHANNEL
MAIN HEATER
SAMPLING SYSTEM
HEAT EXCHANGER
TERTIARY CIRCUIT
PURIFICATION CIRCUIT
REGENERATIVE EXCHANGER
CHEMICAL CIRCUIT
REGENERATIVE EXCHANGER
SAMPLING EQUIPMENT
PRIMARY CIRCUIT
HEAT EXCHANGER
TERTIARY CIRCUIT
HEAT EXCHANGER
TERTIARY CIRCUIT
DOSING SYSTEM
MEASUREMENT OF H_2+O_2 CONCENTRATION
MEASUREMENT OF CONDUCTION

CC BY SA

SCWL – Aktivní kanál



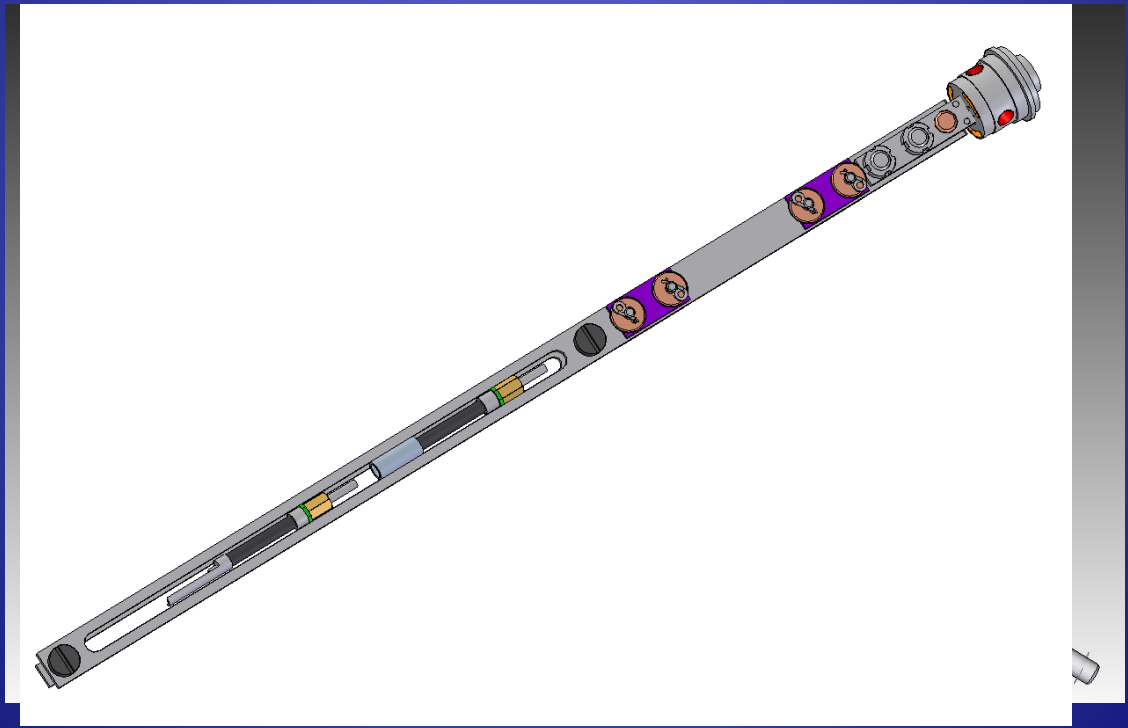




- Je[illegible]ovídá následnému umístění v re[illegible]VR-
- M[illegible]08CH[illegible]8N10T
- Teplota ma inletu a outletu ~400°C
  - Požadované parametry dosahovány v prostoru pro vzorky (600°C, 25 MPa)
  - Umístění testovaných vzorků
  - Válec 25 mm průměr 470 na výšku

CC BY SA

SCWL specimen holders

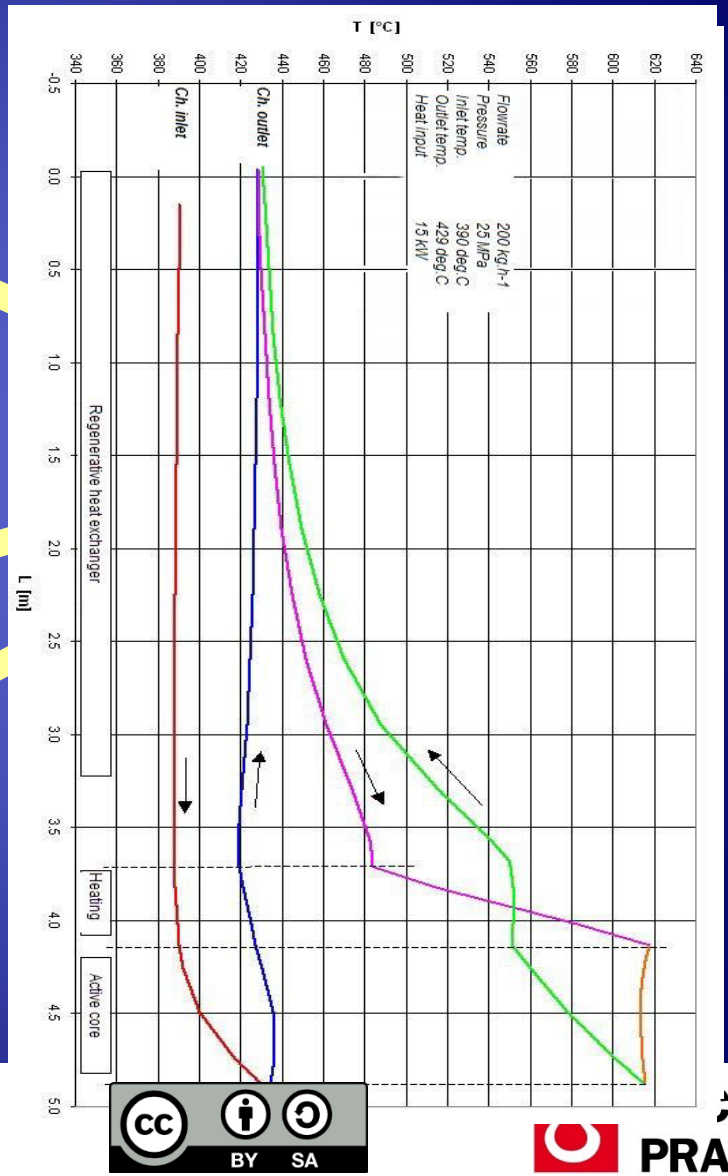


Vzorky v trojbodém ohybu

CC BY SA

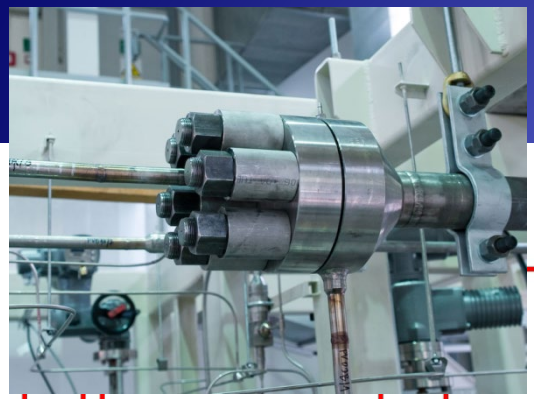
SCWL – Aktivní kanál

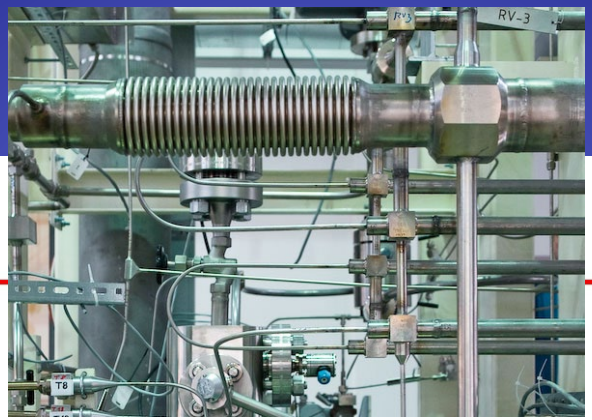


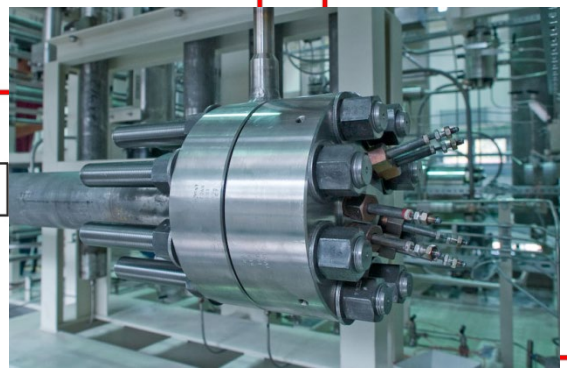


CC BY SA

SCWL – I.O.

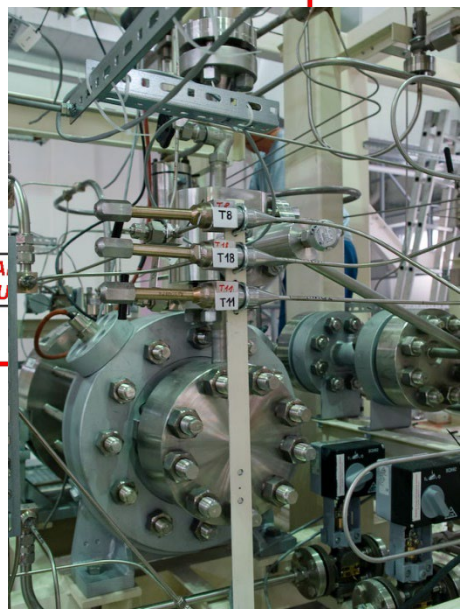






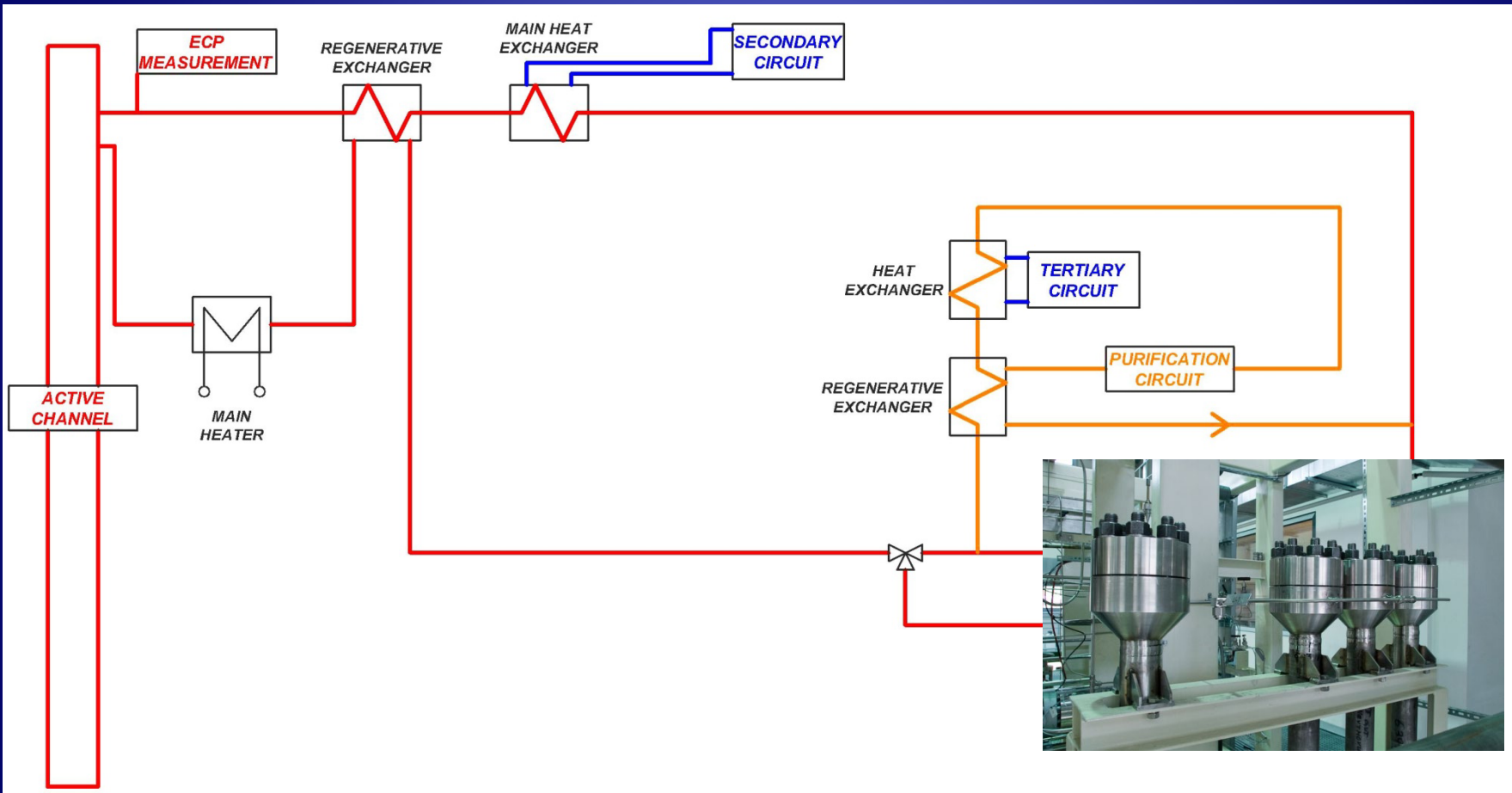
ACTIVE CHANNEL

PRIMA CIRCU



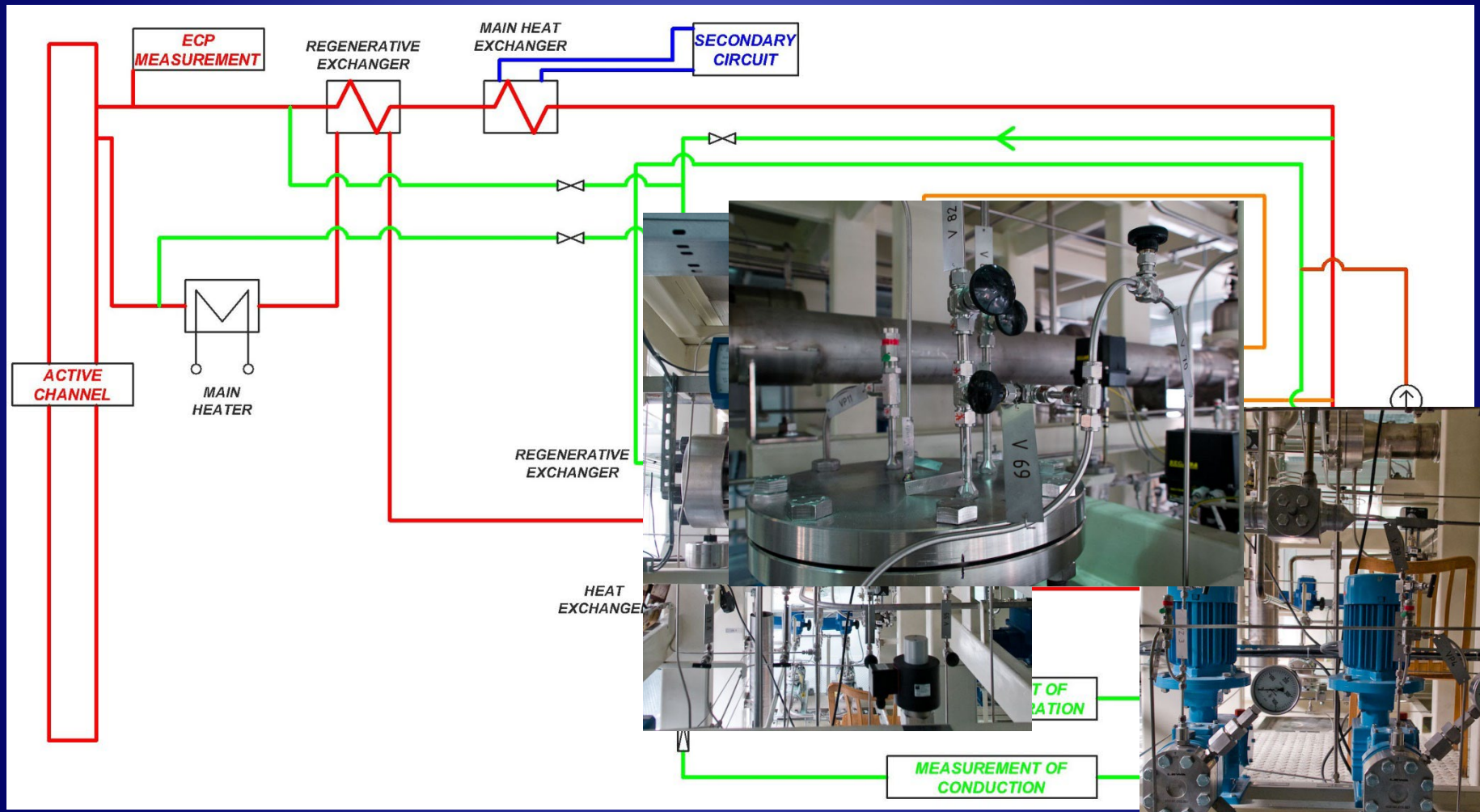
CC BY SA

SCWL – Čistící okruh



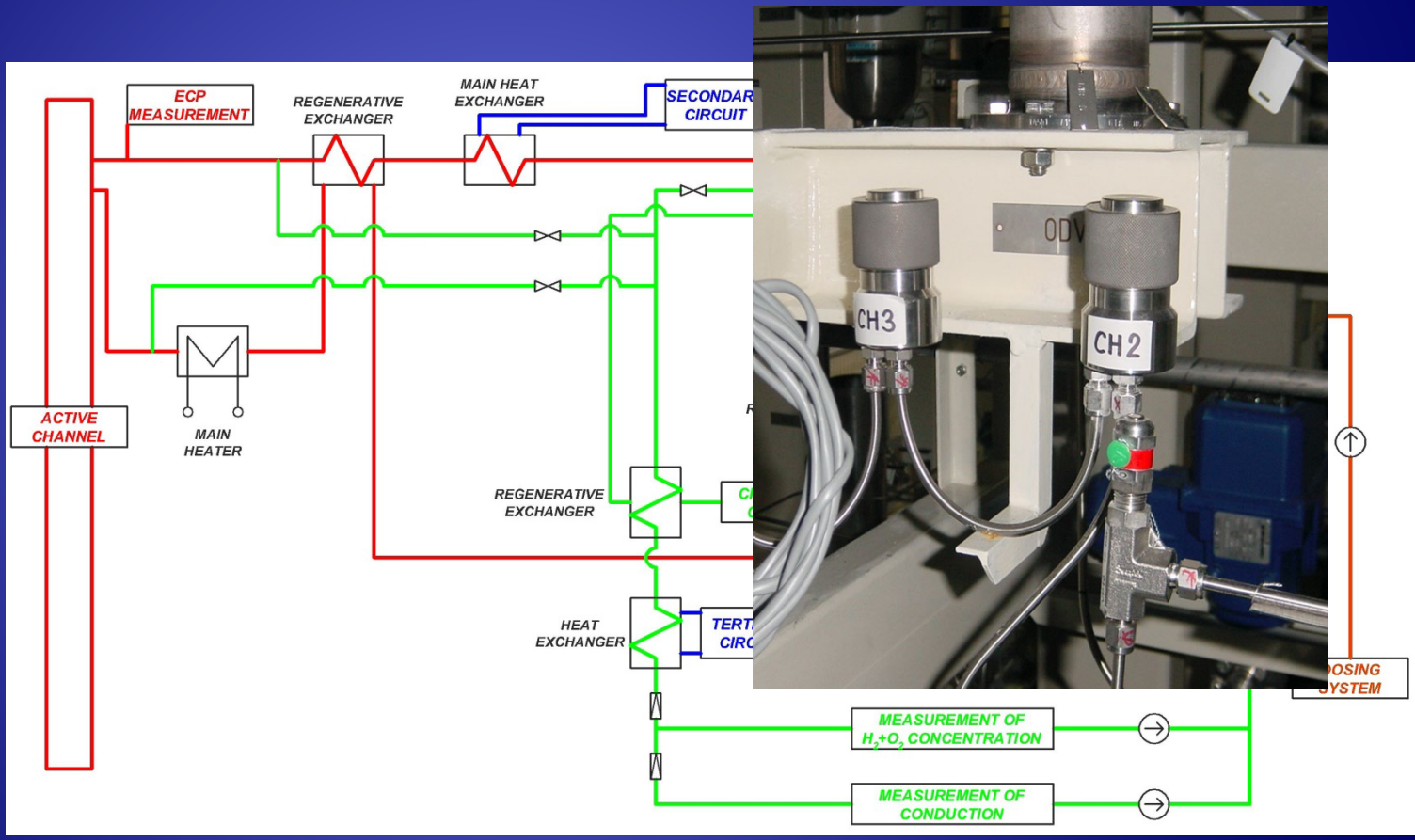
CC BY SA

SCWL – Měřící a dávkovací okruh



CC BY SA

SCWL – Měřící a dávkovací okruhy



CC BY SA

SCWL – odběr vzorků

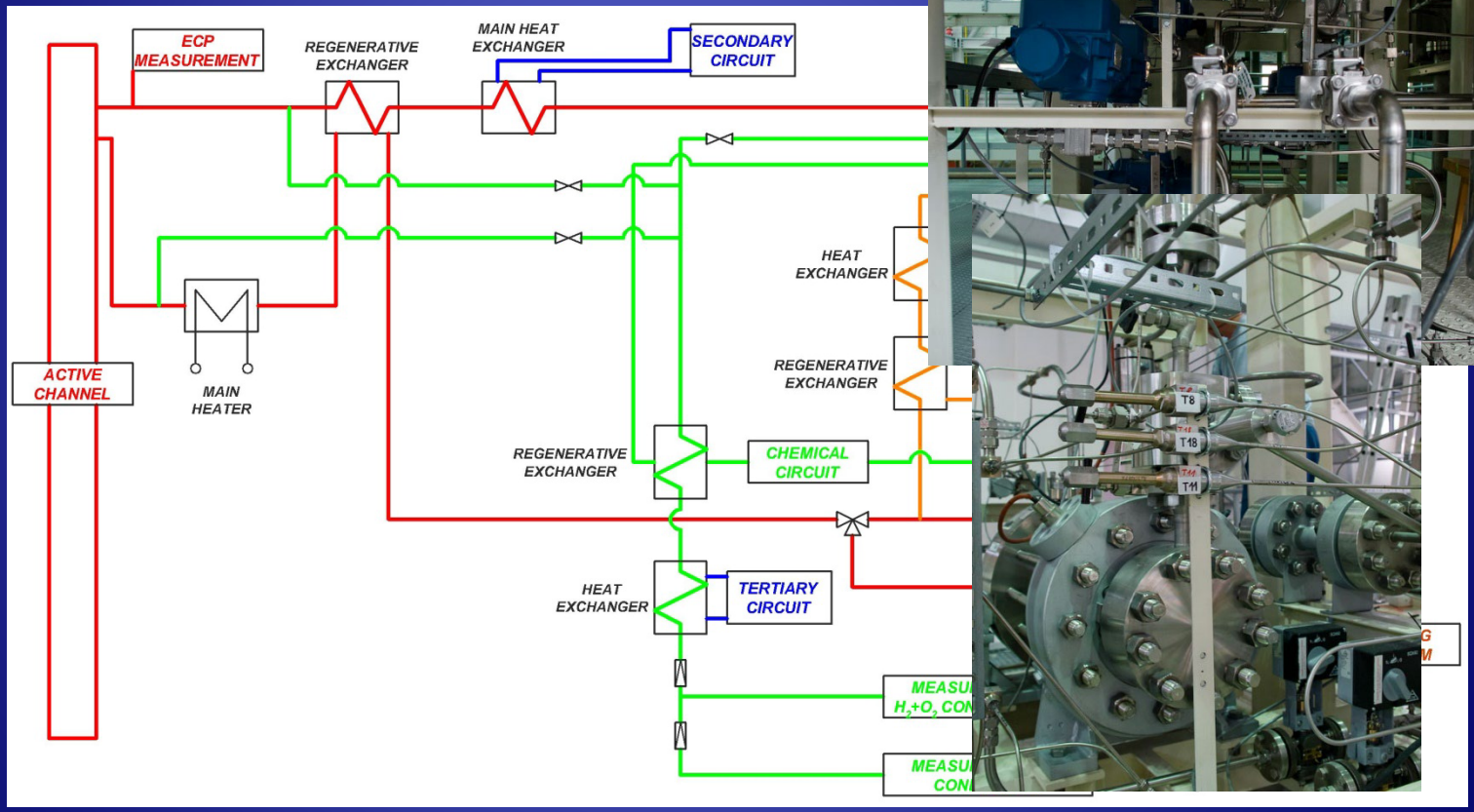


ní fond
estujeme do vaší budoucnosti

BY SA

VŠCHT PRAHA

SCWL – chladící okruhy



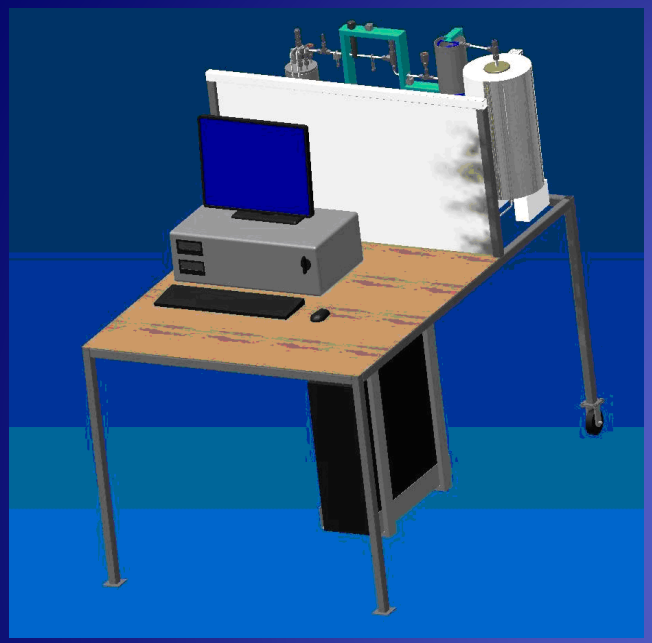
CC BY SA

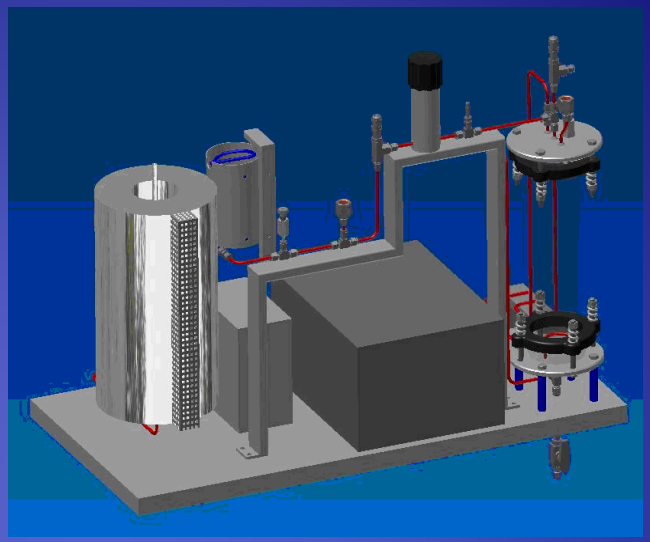
SCWL – souhrn parametrů

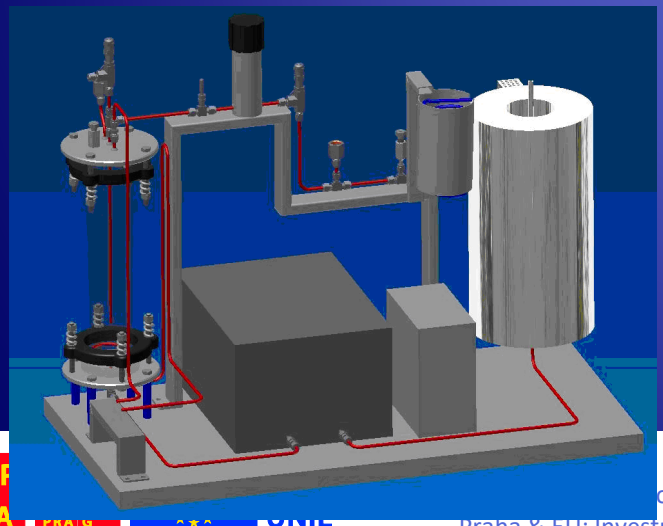
	Primary circuit, Irrad. channel	Purific. system	Measurement system (High Pressure)	Measurement system (Low Pressure)	Make-up and feeding of primary water	Sampling system	Secon d. circuit	Tertiary circuit
Max. pressure (MPa)	32	32	15	1,6	1,6	1,1	3	
Working pressure (MPa)	25	25	10	0,6	0,6	0,6	2,5	0,1-0,2
Max. temperature (° C)	600*	50	40	40	RT	RT	150	50
Working temperature (° C)	390**	40	40	40	RT	RT	94	45
Flow rate (kg/h)	200	30	12	12	0-1 ***	0,15-0,2 ****	900	3000
Material	SS	SS	SS	SS	SS	SS	SS	SS
	*	in irradiation channel (sample area)			****	sampling rate		
	**	inlet to channel			SS	stainless steel		
	***	feeding flow rate						

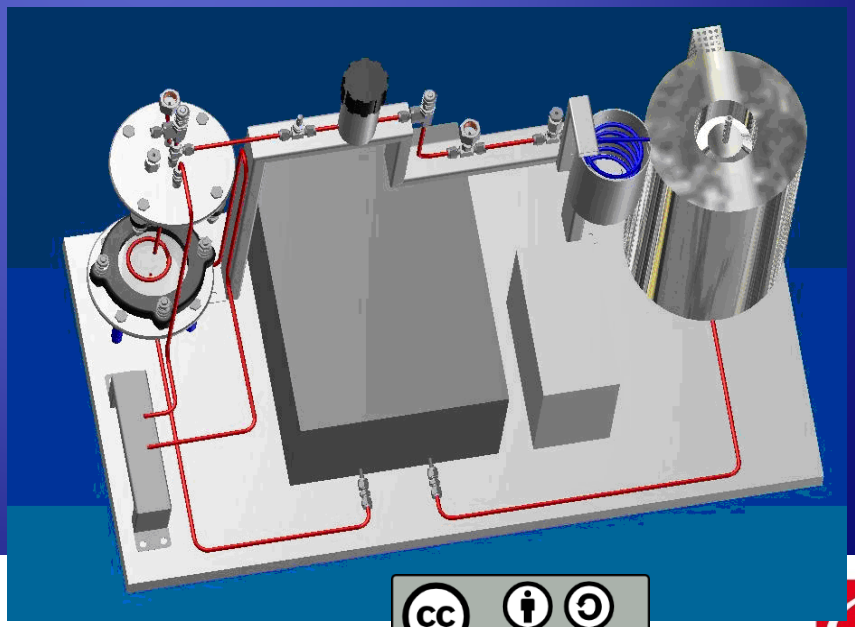
CC BY SA

SWAc









BY SA

Nová infrastruktura pro SCWR výzkum

- Projekt SUSEN (www.susen2020.cz)
- Smyčka FQT
- Smyčka USCWL

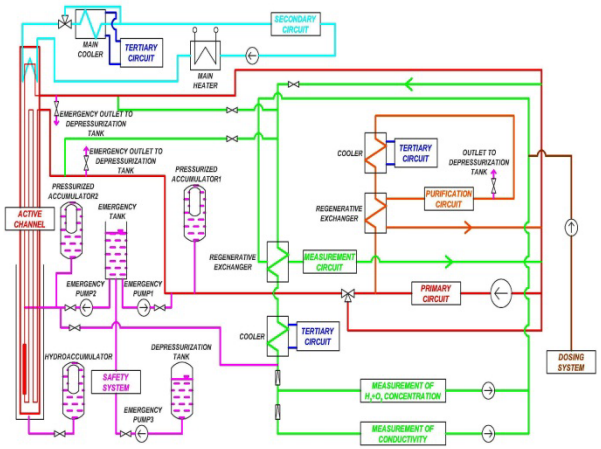
CC BY SA

SCWR-FQT smyčka

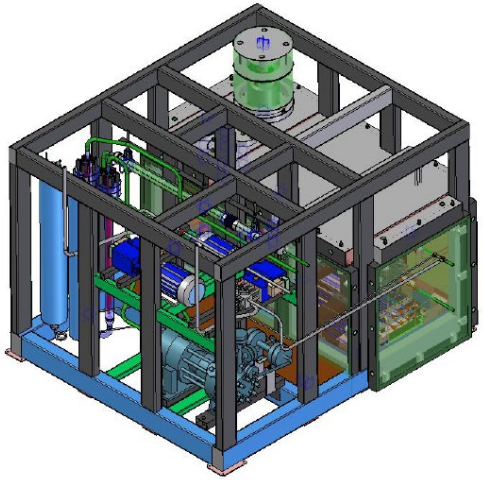
SCWL in RC Rez



Project SCWR-FQT

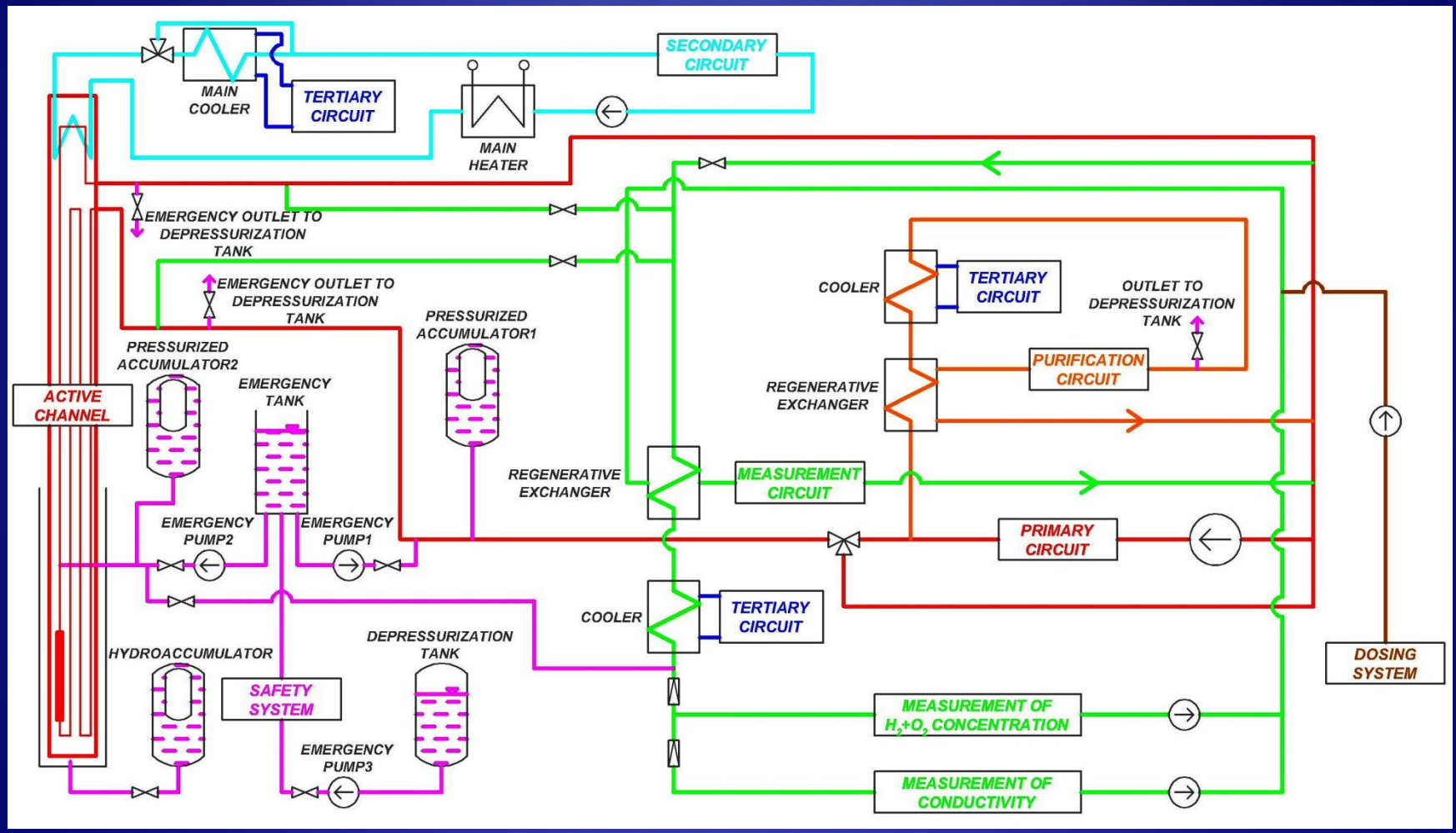


SCWR fuel loop



CC BY SA

SCWL-FQT



CC BY SA

USCWL

- Ultrasuperkritická vodní smyčka
- 750°C, 30 MPa
- Výzkum materiálů pro nejmodernější fosilní bloky
- Plzeň
- Testy materiálů, vodních režimů a komponent (ventily)

CC BY SA

Projekt SUSEN

- Výzkumná infrastruktura GII, GIII, GIV
- Realizace zařízení r. 2014 – 2015
- Nové objekty Řež/Plzeň

- Nábor nových odborníků – absolventů i lidí z praxe

- www.susen2020.cz

CC BY SA

Děkuji za pozornost

EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti

CC BY SA

VŠCHT PRAHA

EVROPSKÁ UNIE
Evropské strukturální a investiční fondy
Operační program Výzkum, vývoj a vzdělávání

MINISTERSTVO ŠKOLSTVÍ, MLÁDEŽE A TĚLOVÝCHOVY

9. Vliv parametrů chladiva na bezpečnost a spolehlivost energetických okruhů, úprava parametrů chladiva na bázi vody pro energetické okruhy

Bezpečnost a spolehlivost v energetice a průmyslu - M216019

Pavel Kůs

Dílo podléhá licenci Creative Commons 4.0 Česko
Uveďte původ - Zachovejte licenci

Vliv úpravy vody na bezpečnost provozu

- Chemické složení chladiva energetických okruhů má zásadní vliv na míru rizika výskytu poruch a havárií zařízení
  - Riziko ekonomické (výdaje za opravy, ztráty z důvodu odstavení provozu)
  - Riziko bezpečnostní (riziko zranění, obětí na životech)
- Rizika pro ekologii
  - Chemická úprava chladiva má vliv na ekologické parametry provozu
  - Optimální chemické složení chladiva = nižší riziko závažných nehod



Nižší riziko ekologických škod v důsledku havárií

CC BY SA

O čem bude přednáška ….

- Předúprava vody
  - Filtrace
  - Sedimentace
  - Čiření
- Demineralizace vody pomocí ionexy
  - Druhy ionexů
  - Jak pracují ionexy
- Jaderné elektrárny
  - Rozdíl mezi PWR a VVER
  - Primární okruh - nejdůležitější reakce + chemie
  - Sekundární okruh - chemie
  - Terciální okruh - chemie

CC BY SA

Zdroj vody

Vody pro JE:

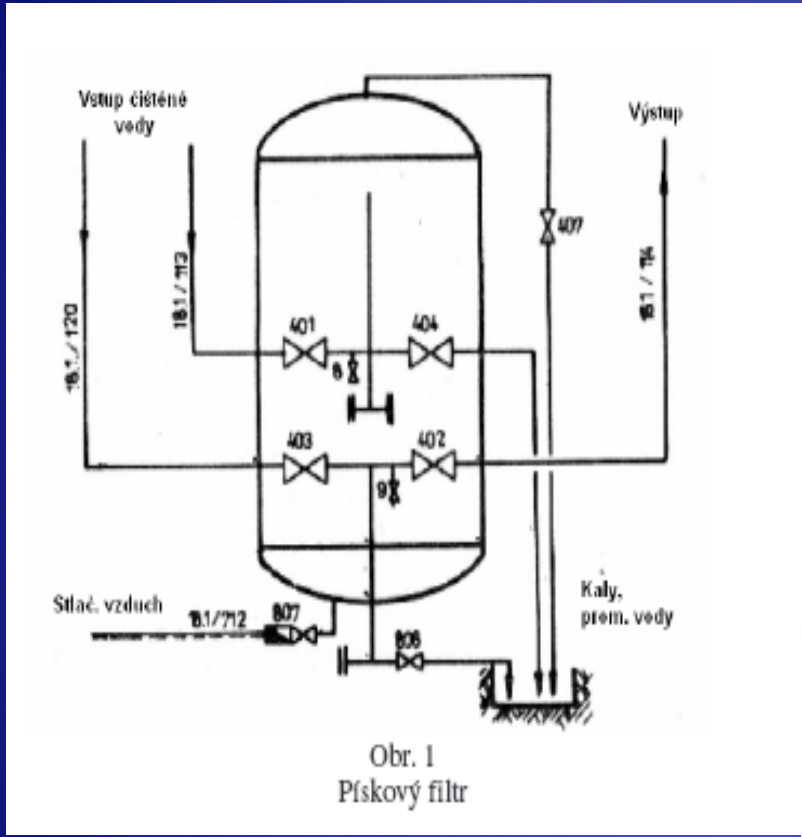
- Zdroj - řeka, velká nádrž, moře, vrt

- ETE: nádrž Hněvkovice (Vltava)
- EDU: nádrž Dalešice (Jihlava)

pH, Ca^{2+}, Mg^{2+}, Na^{+}, Cl^{-}, SO_4^{2-}, NO_3^{-}, SiO_2, Vodivost, Fe, NL, $CHSK_{Cr}$ (TOC), Teplota

CC BY SA

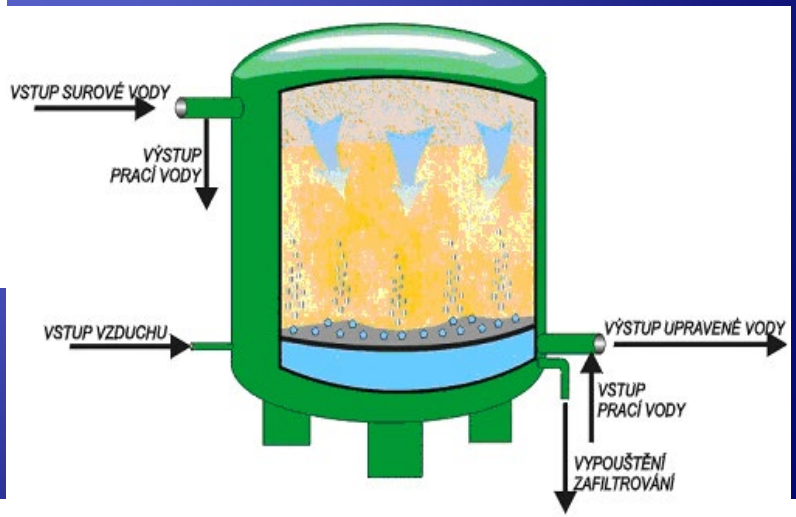
Předúprava vody - Filtrace



Obr. 1
Pískový filtr

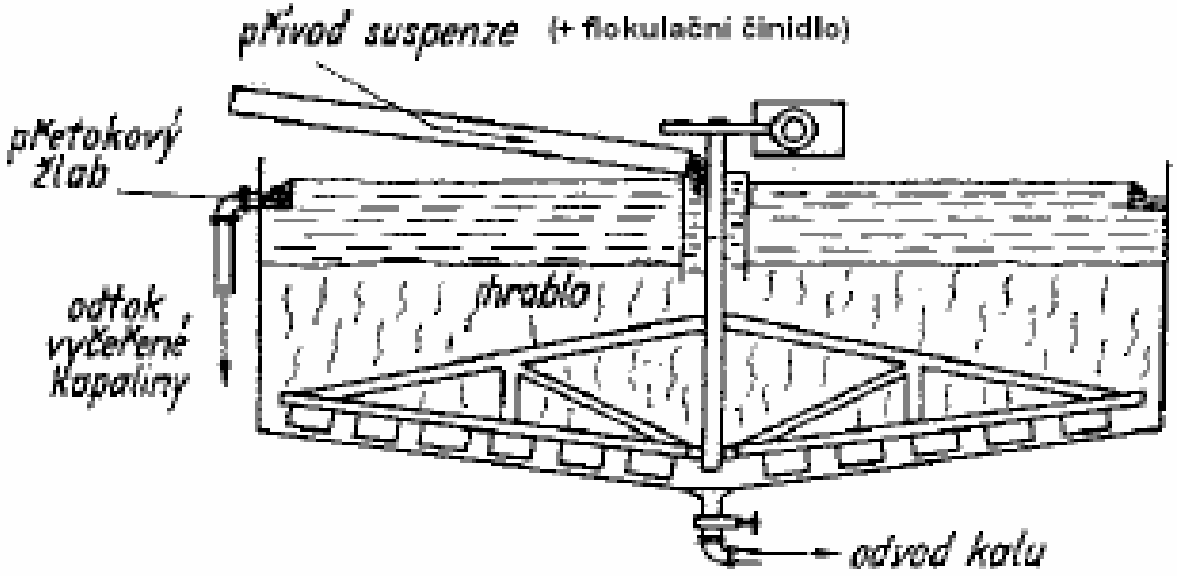
Náplň:

Písek
Uhlí
Granátový písek
Antracit



CC BY SA

Předúprava vody - Sedimentace



Obr. 4
Schéma Dorrova zahušťovače

CC BY SA

Předúprava vody – Čiření I.

- Používá se k odstranění anorganických a i organických látek
- Kontinuální proces – podstatou je vznik vločkového mraku ve vznosu, tzv. fluidní lože

Přídavek koagulačních činidel

Agregace (flokulace) sraženiny – možné použití flokulantu

Vznik vločkového mraku

Nepřetržité odtahování části kalu

Po čiření vždy písková filtrace

Existují 3 způsoby jak provádět čiření, a to úpravou hodnoty pH

CC BY SA

Předúprava vody – Čiření II.

Kyselé čiření

$Fe^{3+} + 2{,}5\ H_2O \rightarrow (Fe(OH)_{2,5})^{0,5+} + 2{,}5H^+$

pH vzniklého roztoku je cca pH = 4 - 6

Neutrální čiření

$Fe^{3+} + 3\ H_2O \rightarrow Fe(OH)_3 + 3H^+$

pH vzniklého roztoku je cca pH = 7

Zásadité čiření

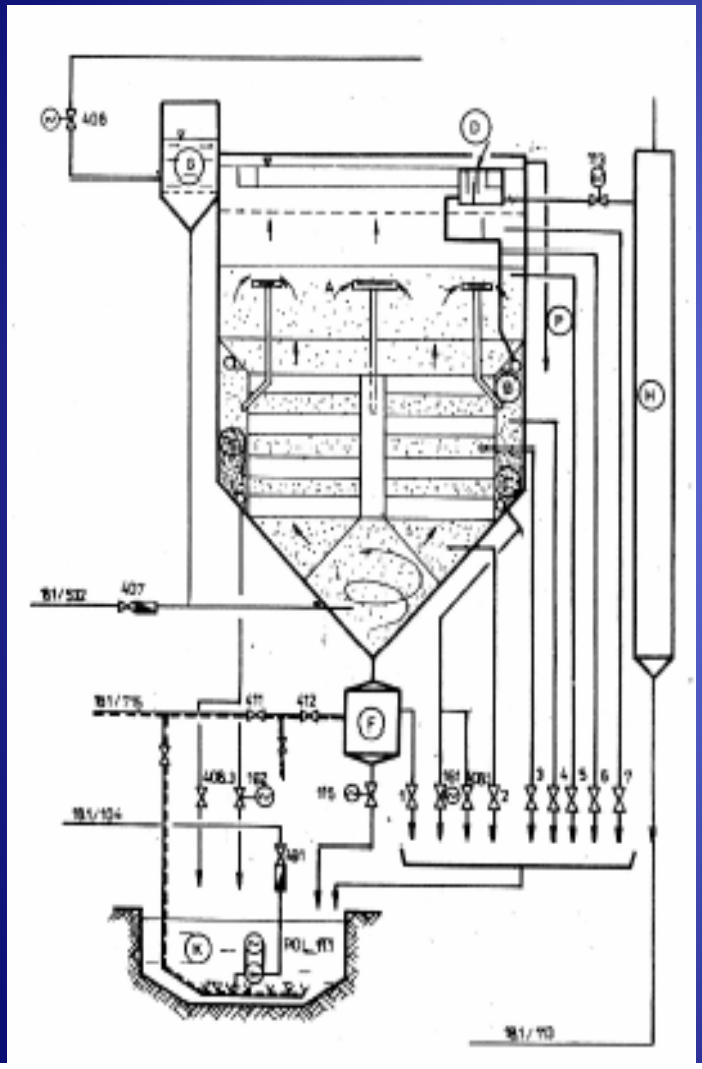
$Fe^{3+} + 3\ H_2O \rightarrow Fe(OH)_3 + 3H^+$ (plus NaOH nebo $Ca(OH)_2$)

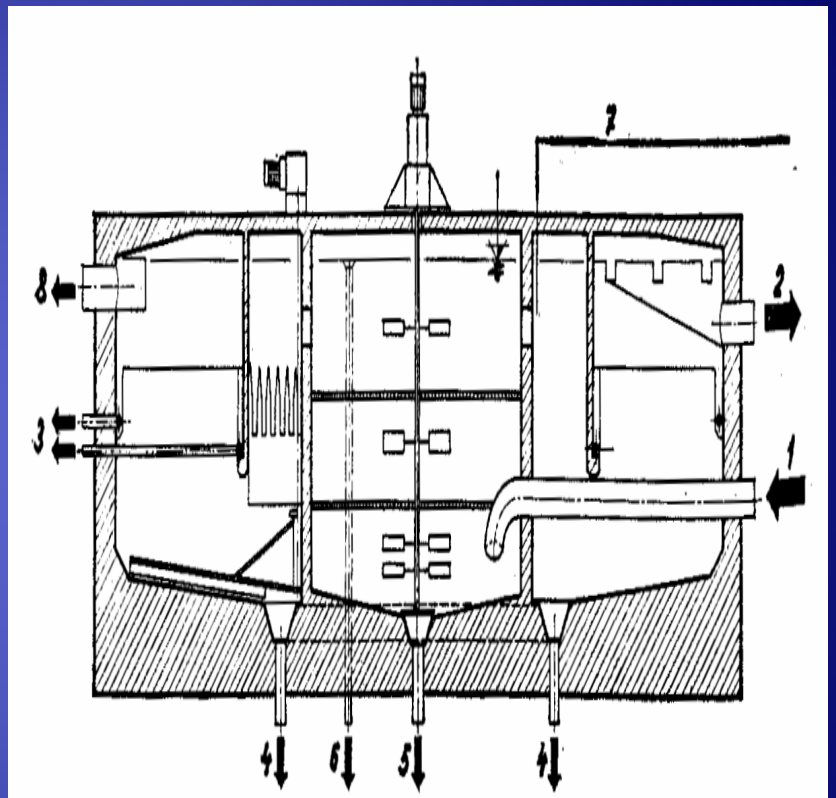
pH vzniklého roztoku je cca pH = 8 - 10

Výběr druhu čiření záleží na vstupní vodě: Humínových kyselin, pH, obsahu vápníku a hořčíku a SiO_2, CO_2

CC BY SA

Čiřiče



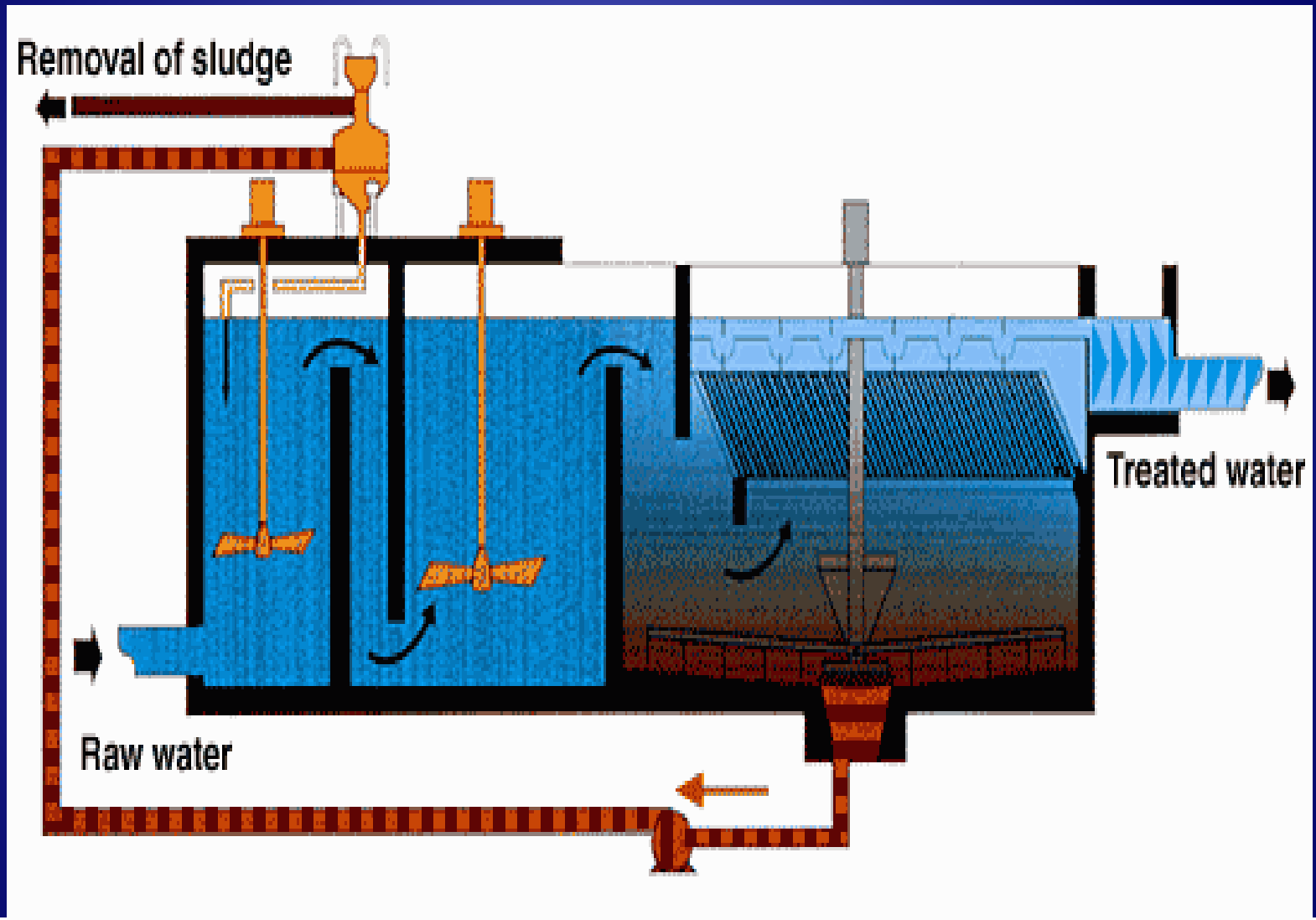


Obr. 99. Čiřič Binar-Bělský modifikovaný pro použití pomocných flokulantů

1 — vstup surové vody; *2* — výstup vyčiřené vody; *3* — odtah kalu z hladiny vznášeného lože; *4* — odkal; *5* — vyprazdňování flokulační komory; *6* — přepad pro odstranění pěnivých nečistot; *7* — přívod pomocného flokulantu; *8* — přepad

CC BY SA

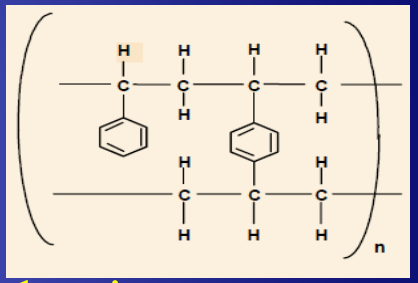
Čiřič - Memsep (Actiflo)



Ionexová technologie

Co to je ionex?

- Látka schopná nahrazovat kationty nebo anionty v roztoku
- Ionexy jsou určeny k zachycování rozpuštěných látek v ionizovaném stavu



Skelet - Polymer (styren – DVB, polyakrylát)

Silně kyselý katex – dochází k výměně kationtů z roztoku

Většinou obsahuje – SO_3H (sulfo) funkční skupinu

Silně bazický anex – dochází k výměně aniontů z roztoku

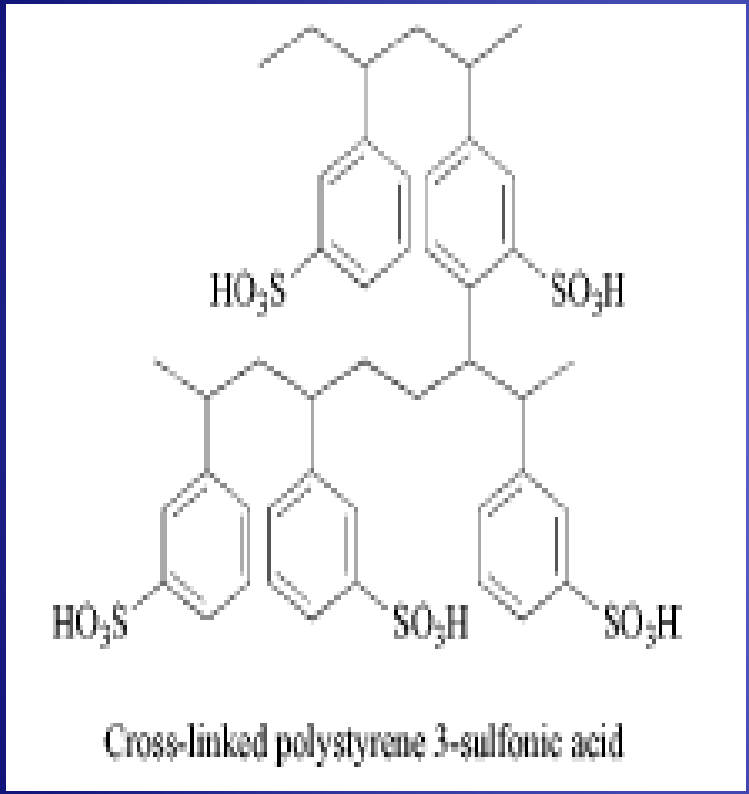
Vždy obsahují kvarterní dusík:

Typ I.: - $N^+ (CH_3)_3 OH^-$

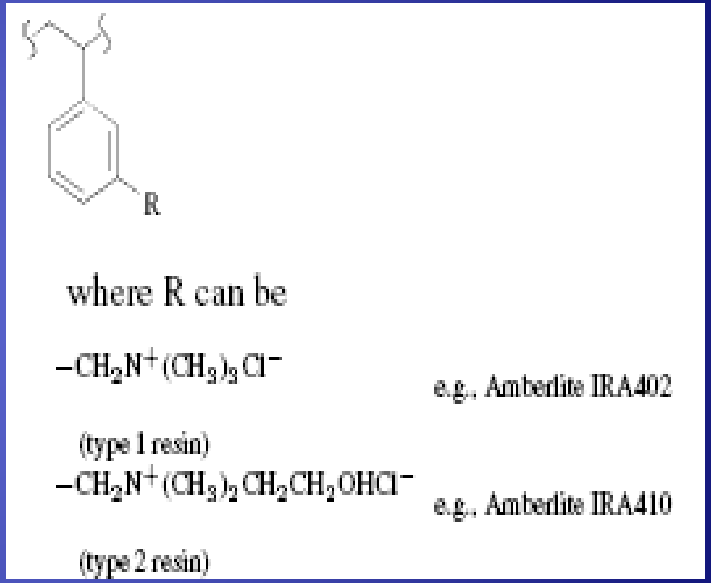
Typ II.: - $N^+ (CH_3)_2(CH_2CH_2OH) OH^-$

CC BY SA

Ionexy



Cross-linked polystyrene 3-sulfonic acid

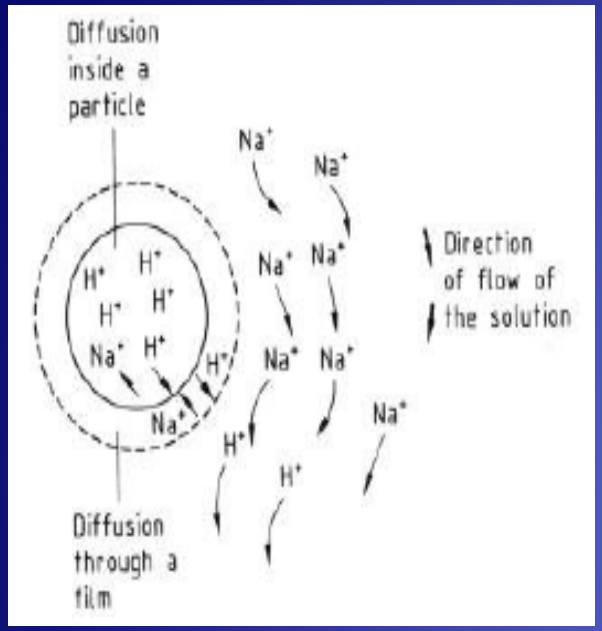


Silně kyselý katex

Silně bazický anex

CC BY SA

Reakce na ionexech



Katex

$R - SO_3^- - H^+ + Na^+Cl^- \rightarrow R - SO_3^- - Na^+ + H^+Cl^-$

Anex

$R - CH_2 - N^+ - (CH_3)_3\ OH^- + Na^+Cl^- \rightarrow$

$R - CH2 - N^+ - (CH_3)_3\ Cl^- + Na\ OH^-$

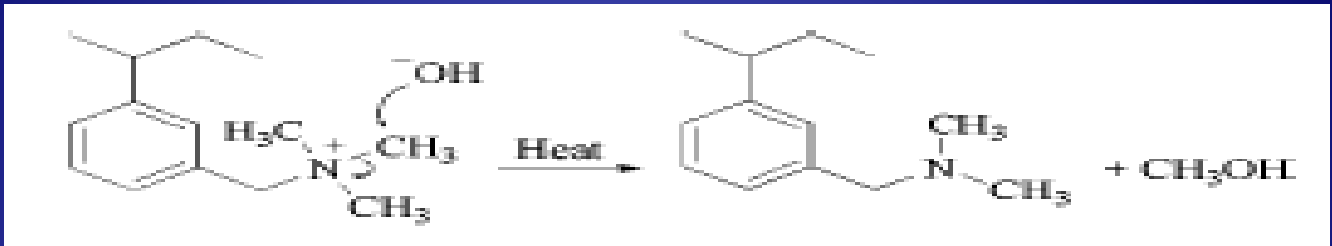
Mixbed

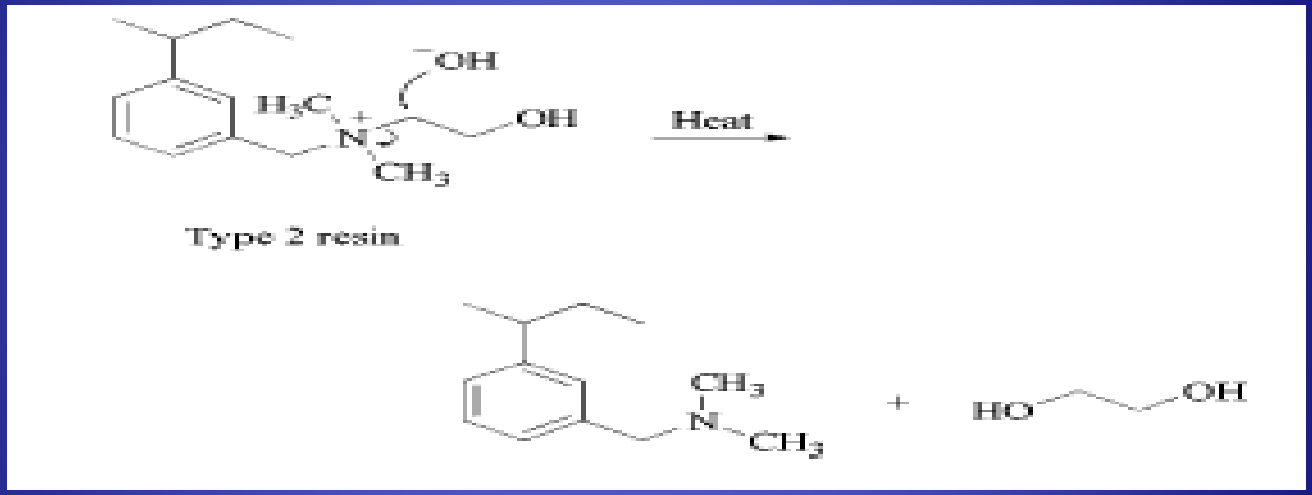
$$R_C^-H^+ + Na^+Cl^- + R_A^+OH^- \longrightarrow R_C^-Na^+ + R_A^+Cl^- + H_2O$$

Řídícím dějem (neboli dějem, který je nejpomalejší, a tak určuje celkovou rychlost procesu) je gelová difuze (pro koncentrace iontů do 0,1mol/kg roztoku), nebo filmová difuze (pro koncentrace iontů do 0,01 mol/kg roztoku).

CC BY SA

Hofmannovo štěpení anexů a degradace katexů





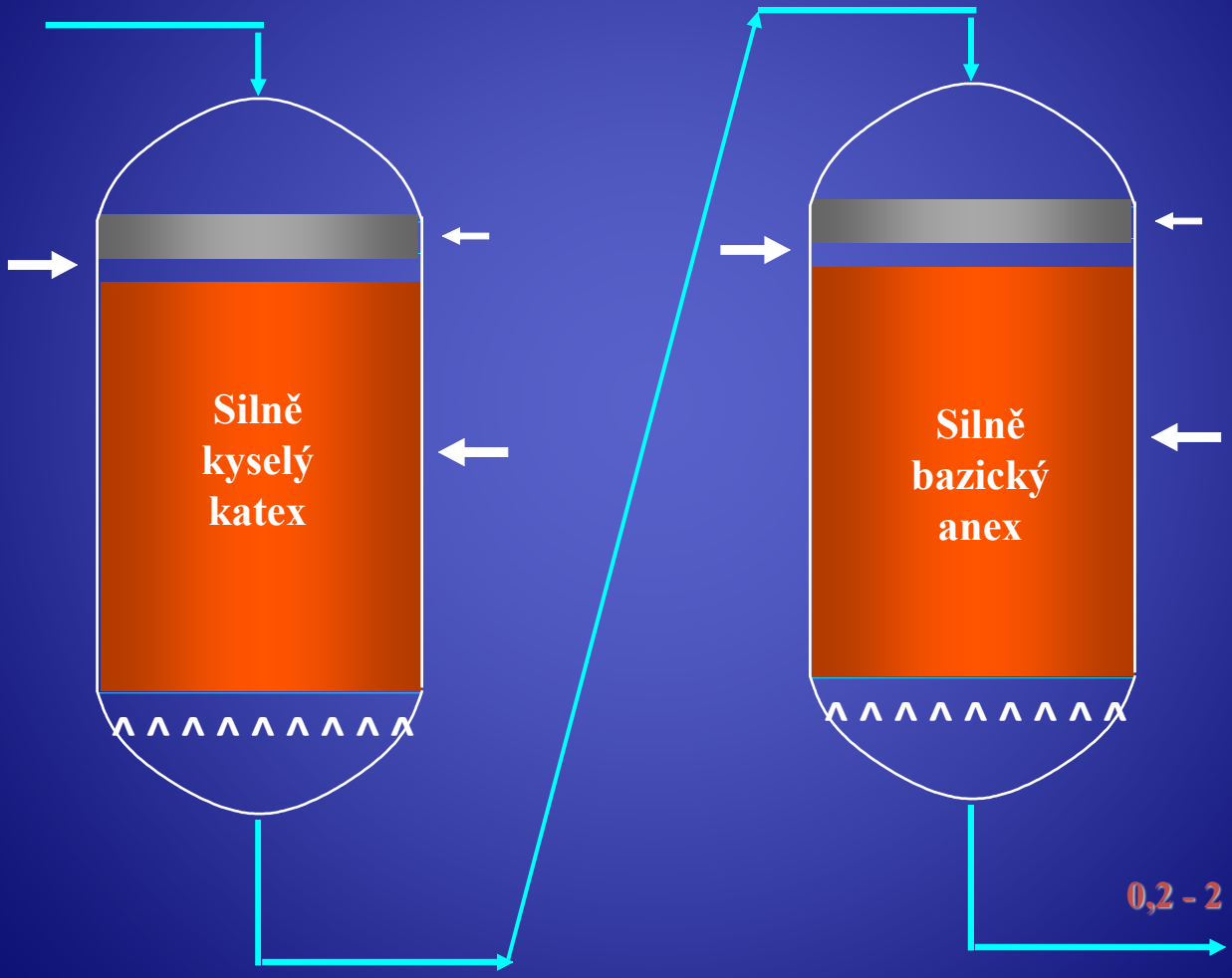
Při teplotě > 60°C dochází k degradaci anexů

Hlavní degradační látky ionexů:

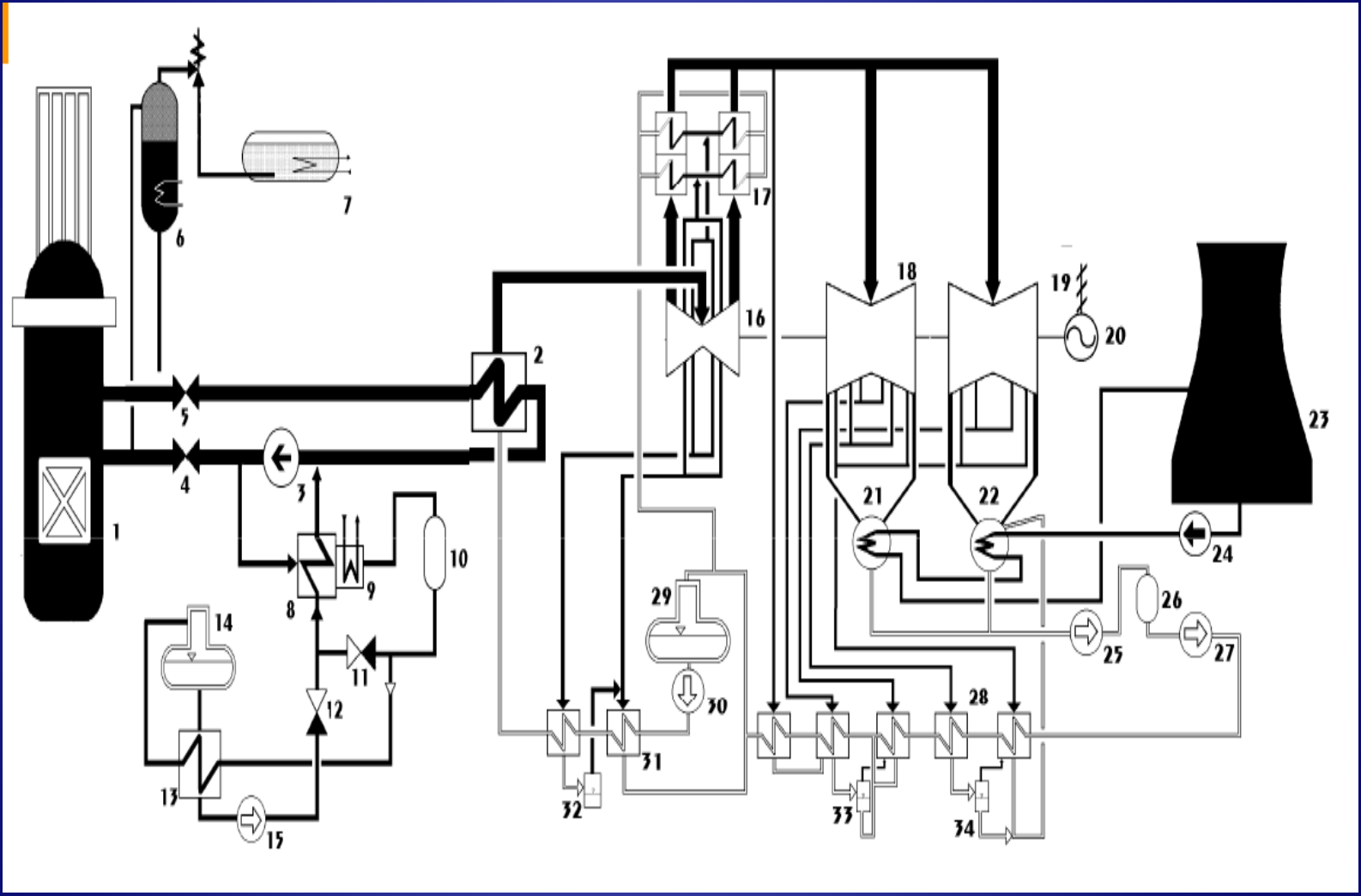
- O_2 ve vysokých teplotách
- H_2O_2 vede (Fentonova reakce) ke kompletnímu rozpuštění/zničení
- O_3 rozštěpí aromatické dvojné vazby
- Cl_2 rozkládá katexy, a oxiduje amino- a amonný ion skupiny z anexů
- $Na_2S_2O_8$ oddělí reaktivní skupiny z anexu
- HNO_3 může poškodit katex, snadno štěpí skupiny z anexu.

CC BY SA

Výroba demi vody



Jaderná elektrárna



CC BY SA

Voda v I.O

Kyselina boritá

Amoniak

Draslík

Katex/Anex ve formě $K/NH_4^+/BO_3^{3-}$

CC BY SA

Reakce v I.O

- Kyselina boritá

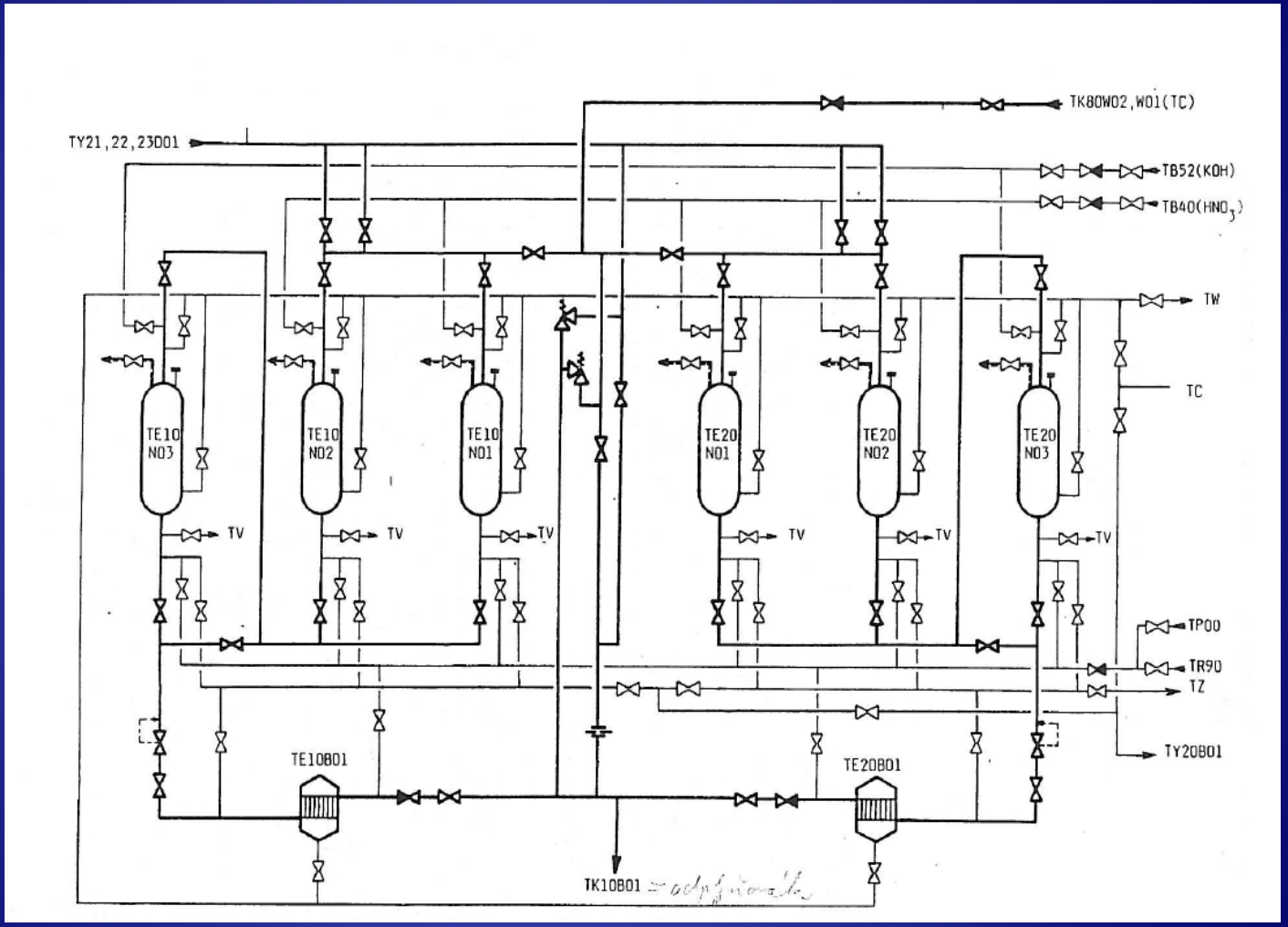
$$^{10}B + {}^{1}n \rightarrow {}^{7}Li + {}^{4}He$$

- Amoniak

$$2NH_3 \rightarrow 2N_2 + 3H_2$$

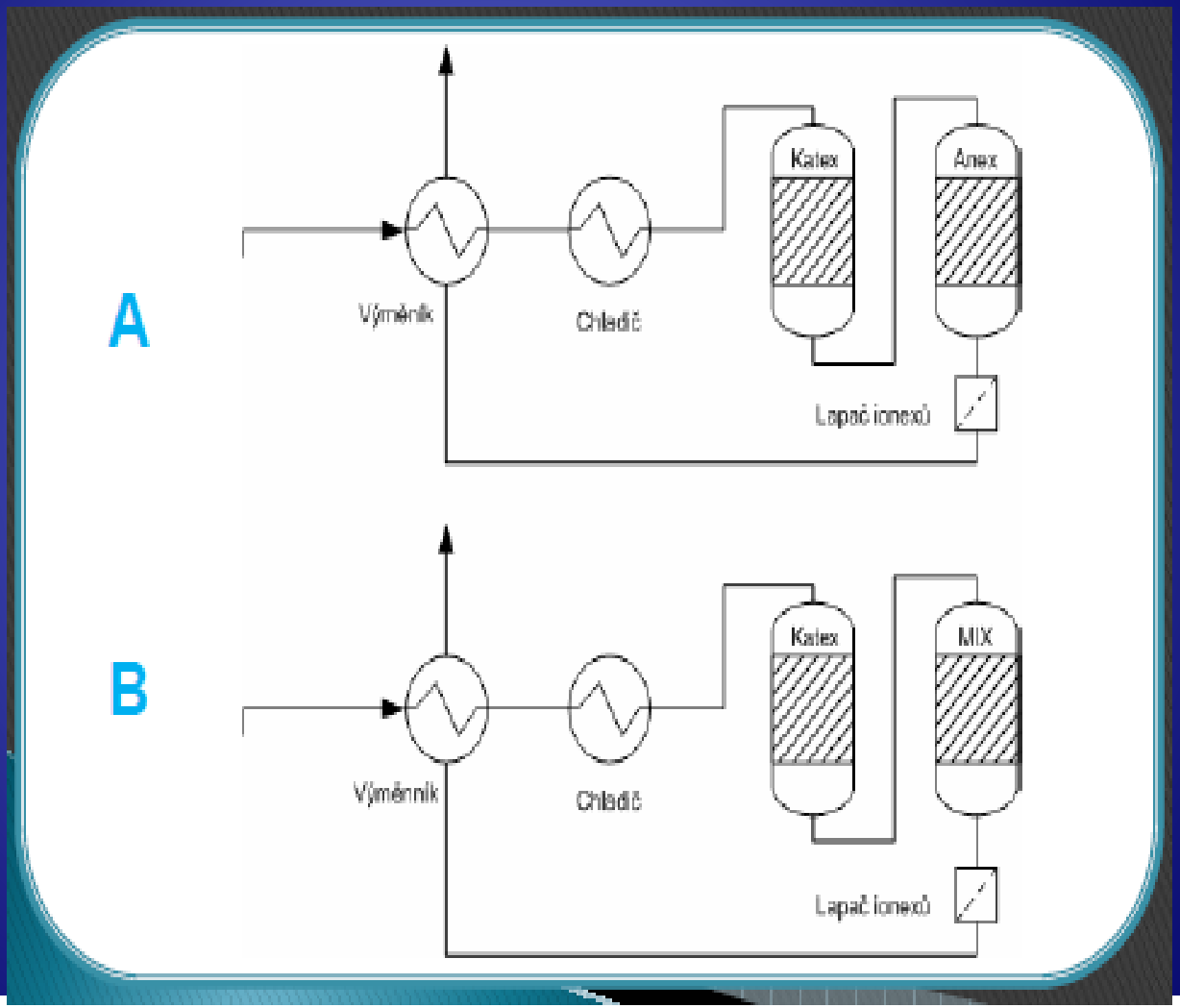
CC BY SA

Systém čištění primární vody



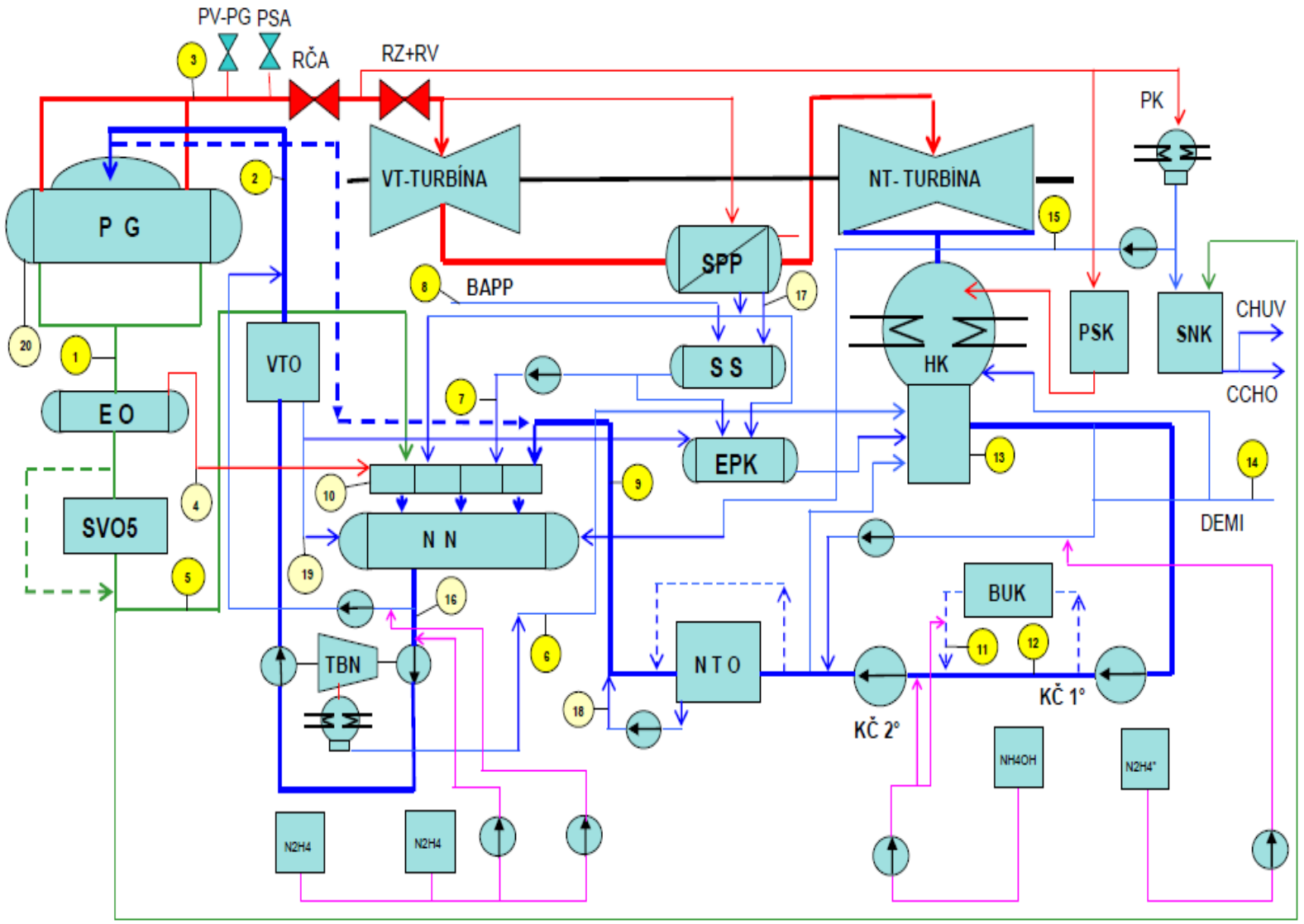
CC BY SA

Systém čištění primární vody – II.



CC BY SA

Sekundární okruh



Sekundární okruh – chemický režim

CHR – napájecí voda

pH: 9,87/9,88

NH4OH: 6,5/6,2 mg/l

Katex. Vodivost: 0,151/0,138 µS/cm

Kyslík: <1/<1 µg/l

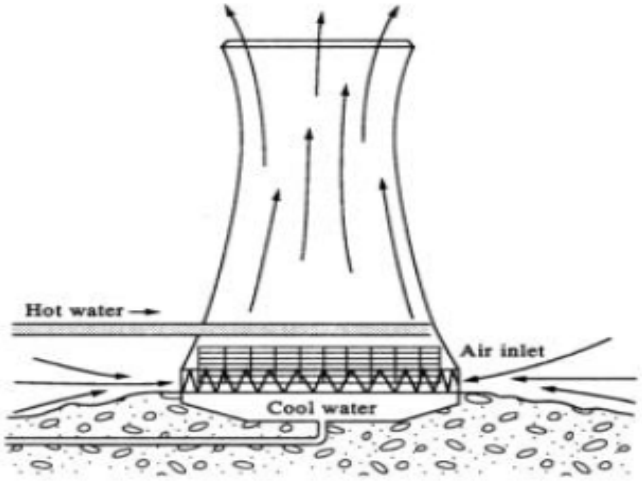
Hydrazin: 0,47/0,050 mg/l

TOC: 0,024/0,032 mg/l

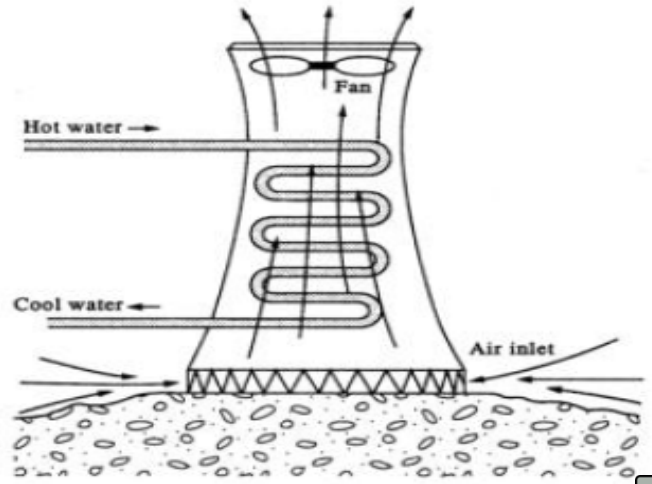
Octany: 0,012/0,011 mg/l

CC BY SA

Terciální okruh



(a) "wet" (evaporative)



(b) "dry" (air flow)

FIG. 12.10 Cooling tower (From "Thermal Pollution and Aquatic by John R. Clark, *Scientific American*, March 1969).

OPPA PRAHA PRAGUE PRAGA EVROPSKÁ UNIE
CC BY SA
VŠCHT PRAHA

Terciální okruh – chemie

- Dávkování stabilizátorů tvrdosti s dispergátorem (na bázi polyfosfátů)

- m – alkalita – v rozsahu 5,2 – 6,5 meq/l
- dodržení ostatních limitů – SO_4^{2-},NO_{3-}, RL, $CHSK_{Cr}$, celkový fosfor

- dávkování biocidu – směs Dilurit GM (na bázi NH_4Br+NaClO)

- biologické oživení – max. 103

CC BY SA

PWR

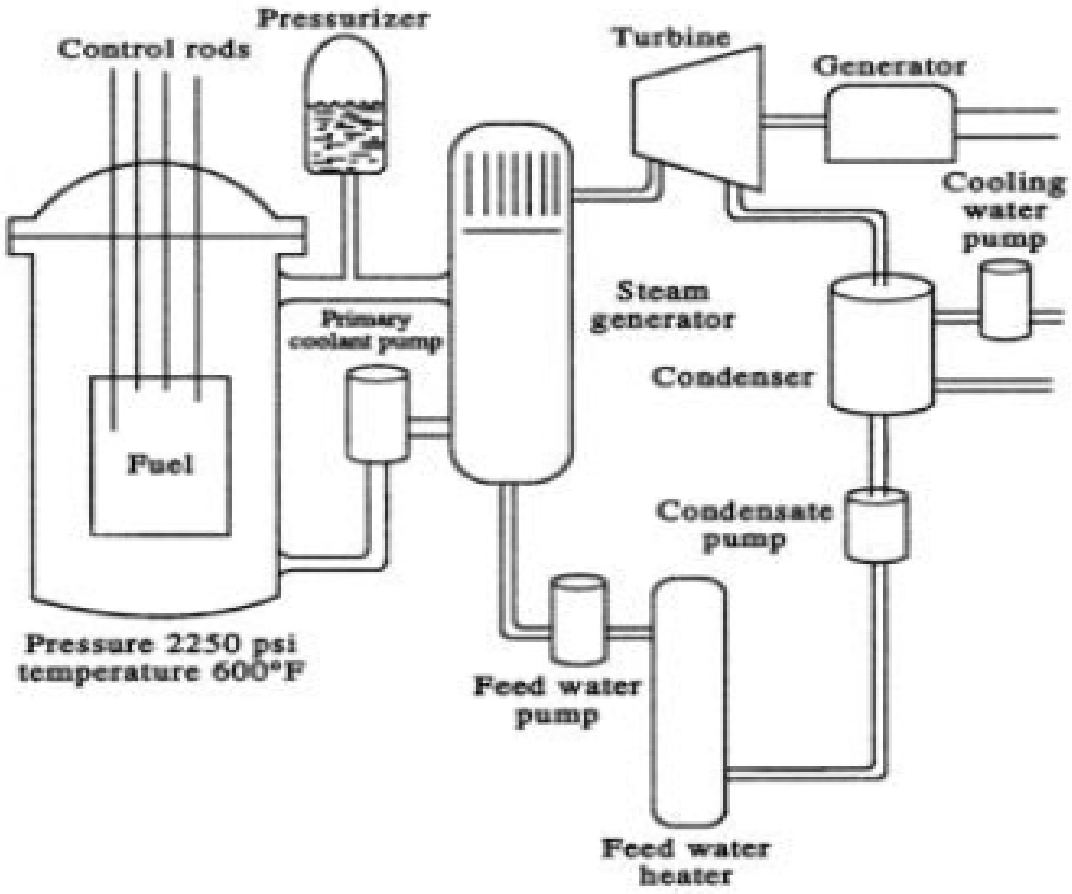


FIG. 12.7 PWR system flow diagram.

CC BY SA

Rozdíl mezi PWR a VVER

PWR

- 3 Parogenerátory
- Voda v I.O:
  Kyselina boritá
  Lithium
  Dávkování vodíku

Katex/Anex ve formě
Li/BO_3^{3-}

VVER

- 4 (6) Parogenerátory
- Voda v I.O:
  Kyselina boritá
  Amoniak
  Draslík

Katex/Anex ve formě
$K/NH_4^+/BO_3^{3-}$

CC BY SA

Děkuji za pozornost

CC BY SA

EVROPSKÁ UNIE
Evropské strukturální a investiční fondy
Operační program Výzkum, vývoj a vzdělávání

MINISTERSTVO ŠKOLSTVÍ, MLÁDEŽE A TĚLOVÝCHOVY

10. Havárie a nehody jaderných zařízení

Bezpečnost a spolehlivost v energetice a průmyslu - M216019

Martina Malá

Dílo podléhá licenci Creative Commons 4.0 Česko
Uveďte původ - Zachovejte licenci

Osnova přednášky

- Obecné důsledky jaderné havárie
- stupnice INES
- Jaslovské Bohunice
- Three Mile Island
- Černobyl
- Pakš
- Fukushima Daiichi
- Nejen na JE



Zdroj: https://www.csfd.cz/film/72489-simpsonovi/prehled/



OPPA PRAHA PRAGUE PRAGA
EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti

CC BY SA

VŠCHT PRAHA

Obecné důsledky jaderné havárie

- Možnost havárie JE s tavením AZ uvažována již na počátku rozvoje jaderné energetiky
- Riziko hodnoceno hluboko pod riziky spojených s jinou průmyslovou činností
- Dřívější studie plně nerespektovaly lidský faktor
- Vnímání rizika veřejností – vyšší
- Jaderné havárie mají vliv na veřejné mínění a následně i další rozvoj jaderné energetiky
- Možné ekologické důsledky jaderné havárie
  - Zamoření okolí elektrárny, nepoživatelnost zemědělských produktů
  - Změny ekosystémů, mutace v důsledku radioaktivního spadu

CC BY SA

Stupnice INES

- INES = The International Nuclear Event Scale (Mezinárodní stupnice hodnocení závažnosti jaderných událostí (definice SÚJB))
- zavedena IAEA (MAAE) a OECD-NEA v 3/1990
- 7 + 1 stupňů
  - 0: odchylky/deviations: bez významnosti (mimo stupnici!)
  - 1 - 3: nehody/incidents:
    - **1**: anomálie: odchylky od schváleného provozního režimu
    - **2**: nehoda: výrazné porušení bezpečnostních opatření, ale stále s možností vyrovnat se s dalšími událostmi
    - **3**: vážná nehoda: únik RA do okolí nad povolené limity max. do desetin mSv
  - 4 - 7: havárie/accidents:
    - **4**: havárie bez významného rizika pro okolí : únik RA do okolí max. v rozsahu jednotek mSv
    - **5**: havárie s rizikem účinků mimo hranici jaderného zařízení: únik RA do okolí max. řádově 100-1000 TBq I-131 ekvivalentních, těžké a nevratné poškození jaderného zařízení
    - **6**: těžká havárie: únik RA do okolí v řádech 1000-10 000 TBq I-131 ekvivalentních
    - **7**: velmi těžká havárie : globální havárie, únik velké části RA inventoráře do okolí

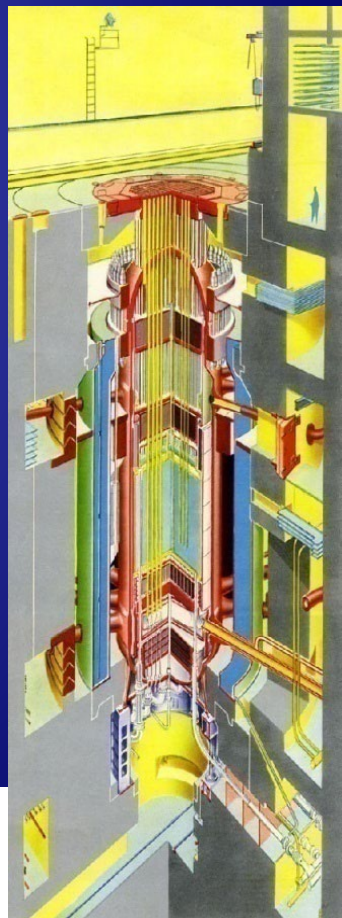
OPPA PRAHA PRAGUE PRAGA PRAG EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
CC BY SA
VŠCHT PRAHA

Jaslovské Bohunice



- první československá JE (EBO)
- česko-sovětský koncept reaktoru KS-150 (HWGCR)
  - plynem chlazený, těžkou vodou moderovaný reaktor s přírodním U
- jediný blok: A-1 s výkonem 143/103 MWe (η=18.5%)
  - plánovány bloky A-2 (~200-300 MWe) a A-3 (~500 MWe)
- výstavba 1958-1972
- jaderné události:
  - leden 1976 (INES 2-3)
  - únor 1977 (INES 4)
- likvidace 1979 – 2033
  - likvidace havárie 1977 - 1994
  - decommissioning 1999 - 2033





OPPA PRAHA PRAGUE PRAG
EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
CC BY SA

Jaslovské Bohunice (2)

- slabá místa/rizika
  - konstrukce: vyvíjeno v SSSR, díky silnému technologickému zázemí převedeno do ČSSR
  - kontinuální výměna paliva: náročnější design (dochlazovací zóna a fabrikace vlastního paliva)
  - moderace D_20: aviálová kesonová nádoba s technolog. kanály
    - havárie únor 1977
  - chlazení CO_2: jedovatý plyn, těžší než vzduch
    - nehoda leden 1976
  - lidský faktor: malé zkušenosti s vývojem a provozem jad. zařízení
  - lidský faktor: „kdo neokrádá stát, okrádá svoji rodinu“
    - nehoda leden 1976

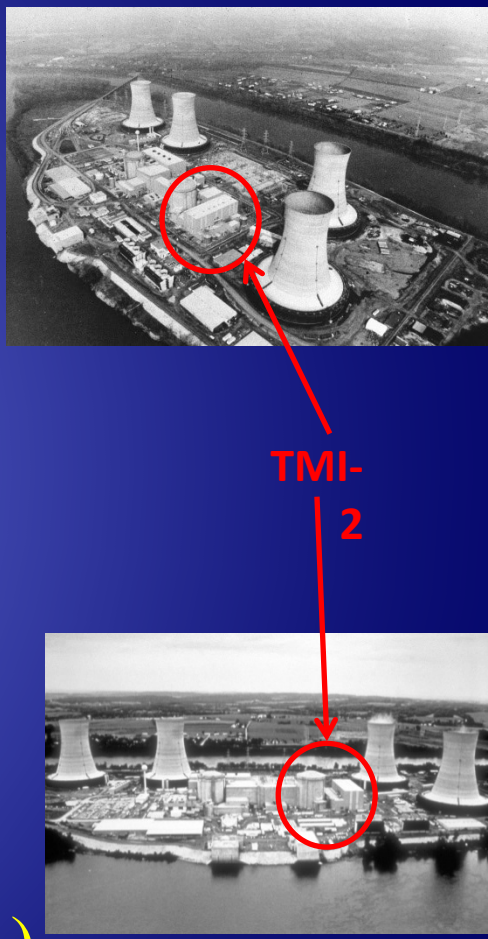




OPPA PRAHA PRAGUE PRAGA
EVROPSKÁ UNIE
CC BY SA
VŠCHT PRAHA

Three Mile Island

- 2 PWR bloky ~800 a 906 MWe_{net} (TMI)
- ryze komerční JE:
  - stavitel: Burns & Roe Inc.
  - dodavatel NSSS: Babcock & Wilcox
  - dodavatel turbín: Westinghouse
  - provozovatel: Metropolitan Edison Comp. (Met Ed.)
- uvedení do provozu
  - TMI-1: 9/1974
  - TMI-2: 1/1979
- havárie na TMI-2: březen 1979 (INES 5)
- LOCA: Loss of coolant accident ⇒ obnažení paliva
- likvidace havárie: 3/1979 – 12/1993
- decommissioning: 2034 - ? (společně s TMI-1)



CC BY SA

Three Mile Island (2)

- slabá místa/rizika:
  - slabý design I.O. (KO), II.O. (PG), kontejmentu
    - chyba dodavatele
  - nedostatečně vycvičený personál
    - chyba provozovatele a dozoru
  - nepřehledný pult na BD (slabý design)
    - chyba dodavatele
  - nedostatečně robustní řídicí a kontrolní systém (slabý design)
    - chyba dodavatele a dozoru
  - nedostatečně dimenzovaný kontejment na **nízké** tlaky
    - chyba dodavatele
  - „přeinformovaná média“: snaha udělat z havárie senzaci
    - chyba provozovatele a … ??
  - slabá regulace ze strany U.S. NRC
    - chyba dozoru



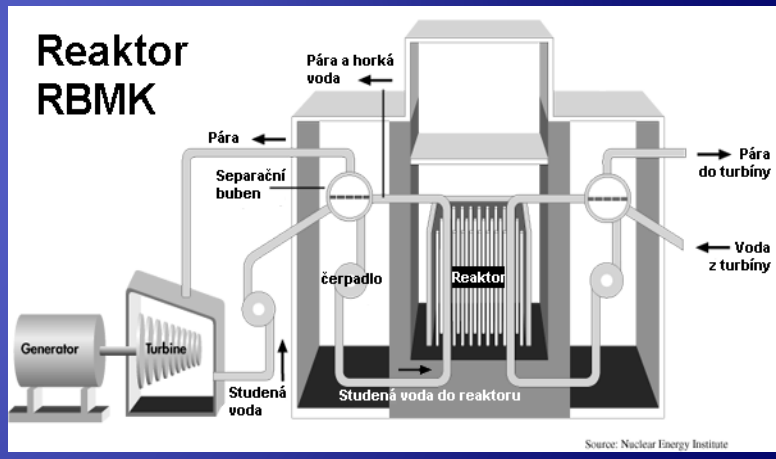
OPPA PRAHA PRAGUE PRAGA PRAG EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti

CC BY SA

VŠCHT PRAHA

Černobyl

- 4 bloky RBMK-1000 (1000 MWe) – ЧАЄС В.И.Ленина
  - provozovatel: Ministerstvo energetiky a elektrifikace
- kanálový typ reaktoru, chlazený vodou (parní směsí), moderovaný grafitem (připomíná kotel uhelných elektráren)
- spouštění/přifázování k síti:
  - 1. blok: 1977
  - 2. blok: 1978
  - 3. blok: 1981
  - 4. blok: 1983
  - 5. blok a 6. blok: N/A
- havárie: duben 1986 (INES 7)
- havárie s poruchou reaktivity (kladný dutinový efekt)
- likvidace havárie: 1986 - ?



OPPA PRAHA PRAGUE PRAGA PRAG EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
CC BY SA
VŠCHT PRAHA

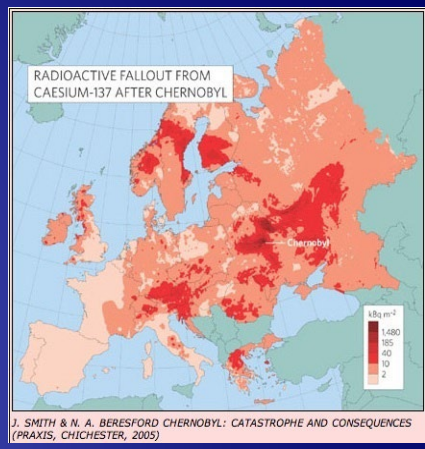
Černobyl (2)

- havárie:
  - nestandardní provoz: vysoké vyhoření paliva (těsně před sjetím), provádění experimentu (měření el. proudu z dobíhající turbíny), nezkušená/čerstvá směna
  - snížení výkonu pod dovolenou mez (200 MWt namísto 700-1000 MWt)
  - odpojení ochran CAOP (možnost opakovat experiment)
  - rozlehlá AZ: možnost chovat se jako dvě nezávislé AZ
  - kladný dutinový efekt reaktivity: chybná konstrukce regulačních tyčí
  - voda těsně pod bodem varu (hladký průběh testu)
- následky:
  - extrémní nárůst výkonu → roztržení trubek s chladicí vodou → **parní exploze**
  - únik aktivity v řádu jednotek 10^7 TBq I131 ekvivalentu
  - 28 fatalit v průběhu prvních 4 měsíců , dalších 19 do 2004
  - nárůst v incidenci leukémie, rakoviny štítné žlázy, nádorových onemocnění, chorob oběhového systému
  - totální evakuace města Pripjať, vytvoření „zakázané zóny“

EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
CC BY SA
VŠCHT PRAHA

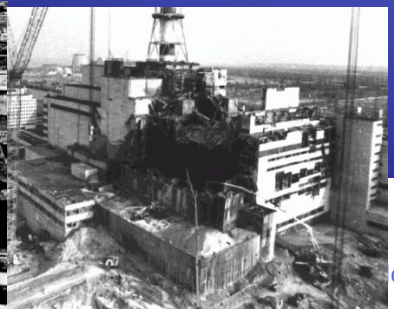
Černobyl (3)

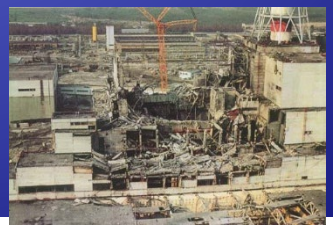
- slabá místa/rizika:
  - nedostatečná regulace
    - chyba dozoru
  - slabý design (původně vojenský typ pro výrobu Pu-239)
    - chyba dodavatele
  - nedostatečně vycvičená obsluha
    - chyba provozovatele
  - ignorace předchozích zkušeností z podobných provozů
    - chyba **všech**
  - několikanásobné těžké porušení provozních předpisů
    - chyba provozovatele/obsluhy













CC BY SA

Pakš



- 4 bloky VVER-440 V213
- uvádění do provozu:
  - blok 1: prosinec 1982
  - blok 2: září 1982
  - blok 3: září 1986
  - blok 4: srpen 1987
- nehoda: duben 2003, 2. blok
  - mimo TNR, ale v RH
  - LOCA: ztráta chlazení → obnažení paliva → porušení těsnosti 30 PS
  - INES 2, později přehodnoceno (!!) na INES 3
  - únik vzácných plynů v max. aktivitě 160 TBq I131 ekvivalentu
    - limit: 55 TBq I-131 ekvivalentu

EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
BY SA
VŠCHT PRAHA

Pakš (2)

- slabá místa/rizika:
  - slabé požadavky na bezpečnost
    - chyba dozoru (HAEA)
  - špatná bezpečnostní analýza
    - chyba provozovatele (JE Pakš)
    - chyba dodavatele (FANP)
  - špatné/nevhodné zadání
    - chyba provozovatele (JE Pakš)
  - nedostatečný provozní dozor
    - chyba provozovatele (JE Pakš)
  - nevhodný design
    - chyba dodavatele (FANP)



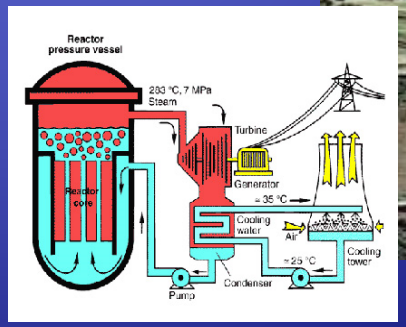


OPPA PRAHA PRAGUE PRAGA PRAG EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
CC BY SA
VŠCHT PRAHA

Fukushima Daiichi

- 6 bloků BWR, 1-okruhové uspořádání, chladivem lehká vroucí voda
- 福島第一原子力発電所
- do provozu:
  - U1 typ BWR-3 Mark I, III. 1971
  - U2 typ BWR-4 Mark I, VII. 1974
  - U3 typ BWR-4 Mark I, III. 1976
  - U4 typ BWR-4 Mark I, IX. 1978
  - U5 typ BWR-4 Mark I, IV. 1978
  - U6 typ BWR-5 Mark II, IX. 1979





OPPA PRAHA PRAGUE PRAG
EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti

CC BY SA

VŠCHT PRAHA

Fukushima Daiichi (2)

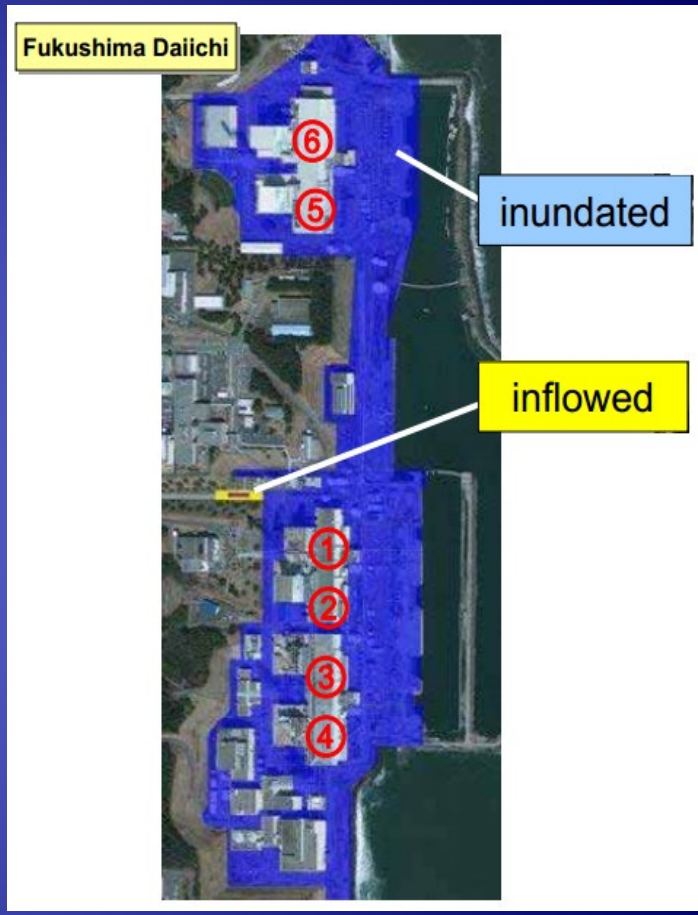
- havárie:
  - 11.březen 2011
  - zemětřesení ~ 9 Richtera → tsunami až 20 m
  - 12.3. první známky obnažení AZ u U1
    - před zemětřesením blok v provozu, poté odstaven
    - tvorba H2 → vodíková exploze U1 a zničení reaktorové budovy (II.k.), primární kontejment (I.k.) zachován
  - 14.3. další známky obnažení AZ u U3
    - před zemětřesením blok v provozu, poté odstaven
    - vodíková exploze reaktorové budovy, II.k. zničen, integrita I.k. - podezření na poškození
    - při explozi poškozeno chlazení U2



OPPA PRAHA PRAGUE PRAG EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
CC BY SA
VŠCHT PRAHA

Fukushima Daiichi (3)

- havárie (2):
  - 15.3. H-exploze na U2 a U4
    - U2: I.k. – podezření na poškození, II.k. zničen výbuchem H_2
    - U4: od XI.2010 odstaven, poškození II.k., požár bazénu VJP a výbuch H_2 (v bazénu čerstvé VJP od XII. 2010)
  - vodíkové exploze → zhoršení radiační situace v areálu + komplikace pro záchranné týmy (nejvyšší dávkový příkon u U3: 400 mSv/h (15.3.)
  - chlazení bloků a bazénů VJP mořskou vodou
  - přivedení elektřiny na trf (položeny kabely)
  - U5, U6 v době zemětřesení v odstávce, bez poškození





EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
BY SA

Fukushima Daiichi (4)

- před zemětřesením a po něm





OPPA PRAHA PRAGUE PRAGA
EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
CC BY SA
VŠCHT PRAHA

Fukushima Daiichi (5)

- stav dnes:
  - U1: INES 7, AZ rozt., TNR poškozena, I.k. poškozen, integrita PS v BSVP ??, BSVP nechlazen mořskou vodou
  - U2: INES 7, AZ rozt., stav TNR ??, I.k. poškozen, většina PS v BSVP nepoškozena, BSVP chlazen mořskou vodou
  - U3: INES 7, AZ rozt., stav TNR ??, I.k. poškozen, integrita PS v BSVP ??, BSVP chlazen mořskou vodou
  - U4: INES 3, AZ OK, většina PS v BSVP nepoškozena, BSVP chlazen mořskou vodou
  - U5: zabezpečený
  - U6: zabezpečený
  - http://www.tepco.co.jp/en/nu/f1-np/camera/index-e.html

EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
BY SA
VŠCHT PRAHA

Fukushima Daiichi (6)

Plant Parameters (Fukushima Daiichi) as of October 12, 2012 at 5:00

RPV Water Injection [m³/h]

	Unit 1	Unit 2	Unit 3
FW	2.9	2.1	2.1
CS	2.0	4.5	4.6

RPV Temp [℃]

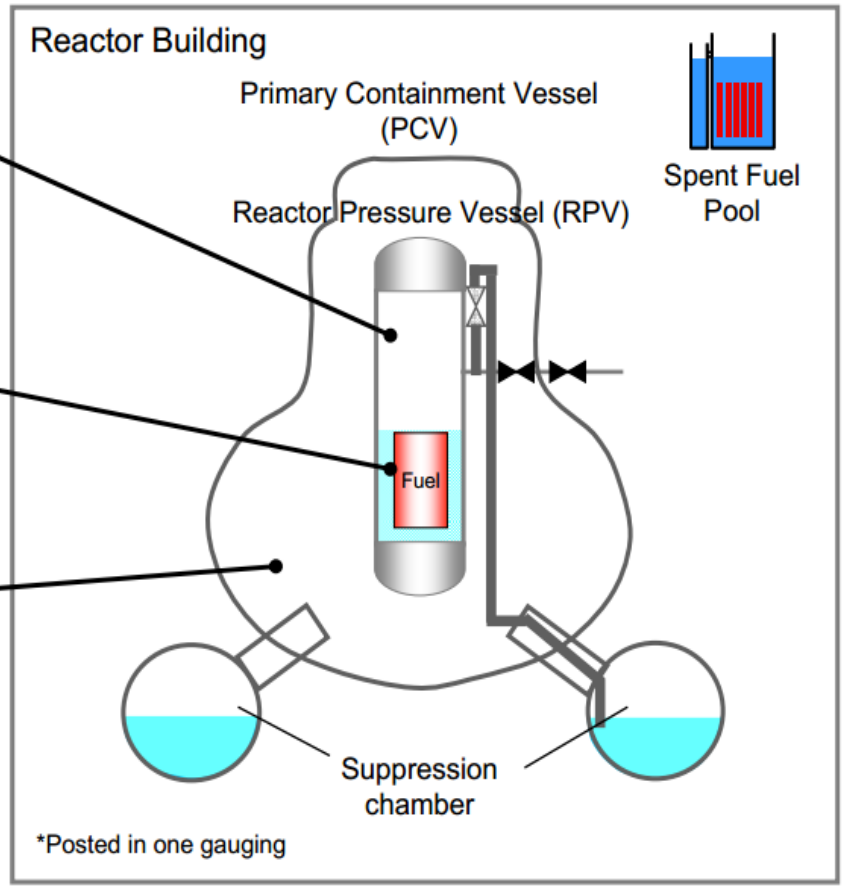
Unit 1	Unit 2	Unit 3
33.8	45.0	45.7

PCV Temp [℃]

Unit 1	Unit 2	Unit 3
35.5	44.7	42.7

Spent Fuel Pool Temp [℃]

Unit 1	Unit 2	Unit 3	Unit 4
24.5	24.6	22.6	30



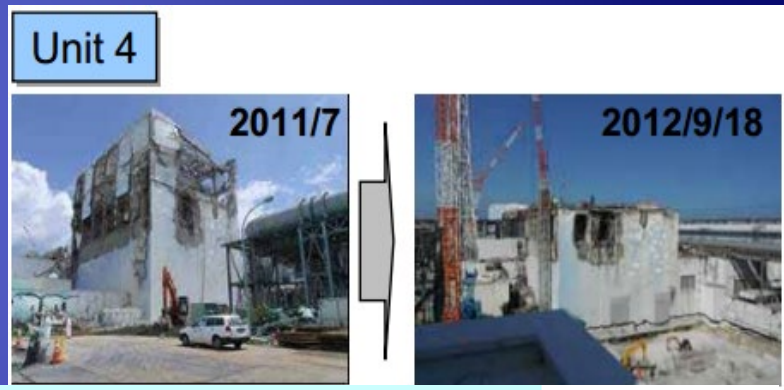
*We are judging the plant status by utilizing data obtained from multiple instruments including their changing trend in a comprehensive manner considering that some of them possibly are showing inaccurate data due to the irregular condition for use

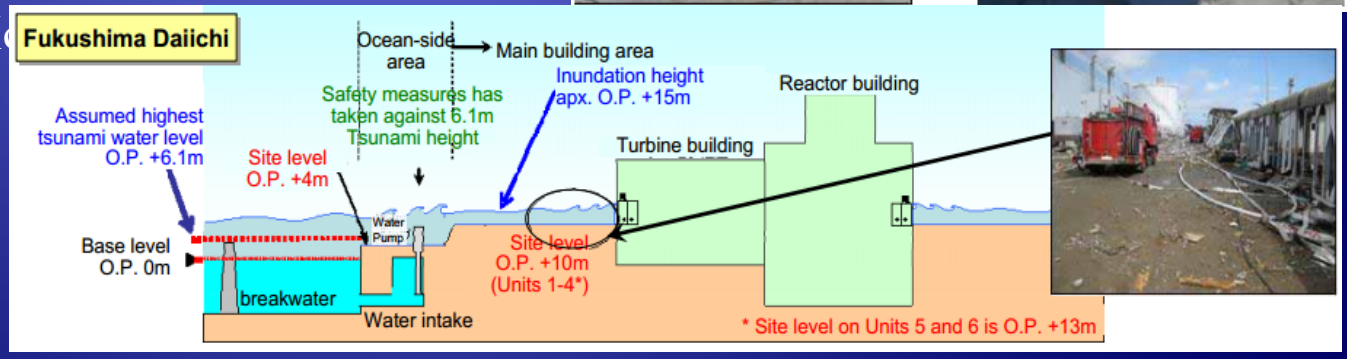
EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
CC BY SA
VŠCHT PRAHA

Fukushima Daiichi (7)

- slabá místa/rizika:
  - JE postavena v historické záplavové oblasti
  - nevhodný design
    - JE dimenzována na 6,5 m tsunami (ne na 14 m)
    - JE dimenzována na 8,2 M (ne na 9,0 M)
  - relativně malý objem kontejnmentu
  - ztráta schopnosti odvádět teplo
    - omezená kapacita baterií
    - zaplavení rozvodů
    - odplavení vedení
    - poškození záložní







OPPA PRAHA PRAGUE PRAG EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
CC BY SA
VŠCHT PRAHA

Nejen na jaderných elektrárnách…

Majak 1957

- Čeljabinsk-65, SSSR
  - Kyštym, jižní Ural: září 1957
  - utajený vojenský provoz
    - chemický kombinát Majak
  - chemický výbuch RaO: únik ~ 7e17 Bq (Sr-90, Y-90, Cs-137)
    - po selhání chlazení došlo k přehřátí nitrátů a acetátů a následné chemické explozi o ráži ~ 70-100 t TNT
  - INES 6, evakuace ~ 10.000 lidí
  - slabá místa/rizika:
    - nevhodný design
    - nevhodné provozní postupy
    - nevhodné skladování RaO
    - nulový dozor





OPPA PRAHA PRAGUE PRAGA
EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
CC BY SA
VŠCHT PRAHA

Nejen na jaderných elektrárnách… (2)

Tokaimura 1999



- JCO, Japonsko
  - Tokaimura, prefektura Ibaraki, Září 1999
  - komerční provoz: výroba obohaceného práškového UO_2
    - výroba paliva pro exp. rychlý reaktor Joyo
  - havárie s poruchou reaktivity: tekutý dusičnan uranylový se stala nadkritický (viditelné Čerenkovovo záření!)
  - INES 4, 2 mrtví, ozáření obyvatelstva (evakuace 200 osob)
  - slabá místa/rizika:
    - hrubé porušení schváleného postupu: dávkování směsi do nevhodných nádob → vytvoření kritického množství v „kalu“
      - chyba provozovatele
    - nedostatečné havarijní plány a zabezpečení
      - chyba provozovatele a dozoru

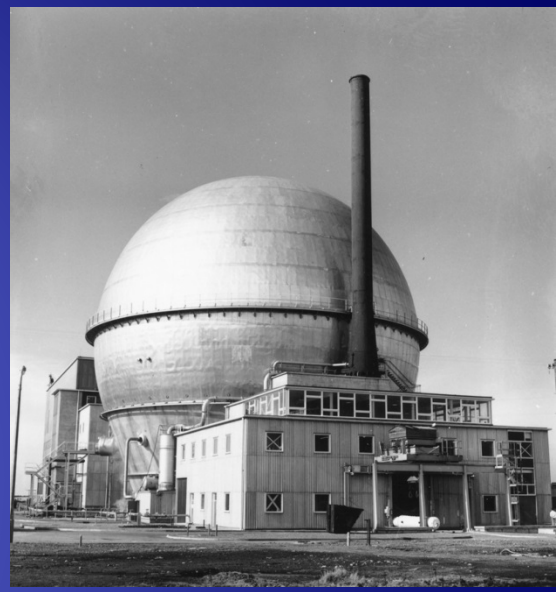


EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
BY SA
VŠCHT PRAHA

Nejen na jaderných elektrárnách… (3)

Velká Británie:

- výzkumný reaktor Windscale 1957 – INES 5
  - požár reaktoru
- přepracovací závod Windscale 1973 – INES 4
  - exploze



Japonsko:

- JE Mihama 1991 – INES 2
- JE Mihama 2004 – INES 1
  - parní exploze vodního potrubí během rutinní inspekce, 5 mrtvých



EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti

CC BY SA

VŠCHT PRAHA

Nejen na jaderných elektrárnách… (4)

USA:

- JE Davis-Besse 2002 – INES 3
  - korozní problémy – 6“ díra v nádobě reaktoru (uhlíkatá ocel) – pouze 3/8“ pokrytí chránilo reaktor před tlakovou explozí a ztrátou chladiva
- výzkumný r. SL-1 1961 (Idaho) – INES 4
  - parní exploze + roztavení AZ, 3 mrtví, únik RAL



další země:

- přepracovací závod Tomsk-7 1993 – INES 4
  - exploze kys. dusičné v nádrži se zbytky Pu, únik RAL
- JE Vandellos 1989 (Španělsko) – INES 3
- výzkumný r. RA-2 1983 (Argentina) – INES 4
- JE Saint-Laurent 1969 (Francie) – INES 4

OPPA PRAHA PRAGUE PRAG
EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
CC BY SA
VŠCHT PRAHA

Nejen na jaderných elektrárnách… (5)

ČR:

- INES 2
  - leden 2012 – chybná manipulace s hlavicí terapeutického ozařovače (separace Pu a ochuzeného U) – ozářen pracovník firmy TRIANGL s.r.o. (zakázka pro ÚJP PRAHA a.s.) – nebyly zjištěny klinické projevy deterministických účinků
  - http://www.sujb.cz/aktualne/detail/clanek/mimoradna-udalost/



EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
BY SA
VŠCHT PRAHA

Děkuji za pozornost



Zdroj: https://www.csfd.cz/film/72489-simpsonovi/prehled/

mlm@cvrez.cz

EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti

CC BY SA

VŠCHT PRAHA

EVROPSKÁ UNIE
Evropské strukturální a investiční fondy
Operační program Výzkum, vývoj a vzdělávání

MINISTERSTVO ŠKOLSTVÍ, MLÁDEŽE A TĚLOVÝCHOVY

11. Deterministické a pravděpodobnostní hodnocení jaderné bezpečnosti

Bezpečnost a spolehlivost v energetice a průmyslu - M216019

Josef Dušek

Dílo podléhá licenci Creative Commons 4.0 Česko
Uveďte původ - Zachovejte licenci

Obsah přednášky

- **Deterministické pojetí jaderné bezpečnosti**
  (bezpečnostní zprávy, obecná a specifická kriteria, limitní-bounding přístup,klasifikace stavů JE, licencování jaderného zařízení)
- **Pravděpodobnostní hodnocení bezpečnosti PSA**
  (stromy událostí, stromy poruch, importance, studie PSA, Rasmussenova studie, výsledky PSA pro JE v ČR, PSA ve světě)
- **Aplikace PSA**
  (risk monitor, limity a podmínky provozu, rizikově orientovaná údržba a prohlídky aj.)
- **Strategie SÚJB v oblasti PSA**

CC BY SA

ATOMOVÝ ZÁKON I.

Jaderná bezpečnost je stav a schopnost jaderného zařízení a osob obsluhujících jaderné zařízení zabránit nekontrolovatelnému rozvoji štěpné řetězové reakce nebo nedovolenému úniku radioaktivních látek nebo ionizujícího záření do životního prostředí a omezovat následky nehod

CC BY SA

ATOMOVÝ ZÁKON I.

Nový návrh AZ

Jaderná bezpečnost

je dosažení náležitých provozních podmínek, předcházení haváriím a zmírnění následků s cílem ochrany pracovníků a obyvatelstva před riziky ionizujícího záření pocházejícího z jaderného zařízení

CC BY SA

ATOMOVÝ ZÁKON II.

Jaderná zařízení jsou:

1. stavby a provozní celky, jejichž součástí je jaderný reaktor využívající štěpnou řetězovou reakci,
2. zařízení pro výrobu, zpracování, skladování a ukládání jaderných materiálů,
3. úložiště radioaktivních odpadů s výjimkou úložišť obsahujících výlučně přírodní radionuklidy,
4. zařízení pro skladování radioaktivních odpadů, jejichž aktivita přesahuje hodnoty stanovené prováděcím předpisem.

CC BY SA

ATOMOVÝ ZÁKON II.

Nový návrh AZ

Jaderná zařízení jsou:

a) jaderná elektrárna, jejíž součástí je jaderný reaktor

b) výzkumné jaderné zařízení

c) sklad vyhořelého jaderného paliva

d) sklad čerstvého jaderného paliva

e) obohacovací závod, závod na výrobu jaderného paliva, závod na přepracování

d) zařízení pro skladování radioaktivních odpadů, jejichž aktivita přesahuje hodnoty stanovené prováděcím právním předpisem,

e) úložiště radioaktivních odpadů, s výjimkou úložišť obsahujících výlučně přírodní radionuklidy

CC BY SA

ATOMOVÝ ZÁKON III.

Zákon č. 18/1997 Sb.

ze dne 24. ledna 1997

o mírovém využívání jaderné energie a ionizujícího záření (atomový zákon) a o změně a doplnění některých zákonů, ve znění pozdějších předpisů

Předchůdce????

CC BY SA

ATOMOVÝ ZÁKON IV.

Zákon č. 28/1984 Sb., o výkonu státního dozoru nad jadernou bezpečností jaderných zařízení.

Ten určil jako orgán pro výkon státního dozoru nad jadernou bezpečností, který je nezávislý na výrobcích a provozovatelích jaderných zařízení, ČSKAE a vymezil její úkoly a působnost. V zákoně se také poprvé objevuje ustanovení, podle kterého je za jadernou bezpečnost jaderných zařízení odpovědný jejich provozovatel a mj. se zavádí systém pokut.

CC BY SA

ATOMOVÝ ZÁKON V.

Československá komise pro atomovou energii (ČSKAE) se statutem stálého výboru Státní komise pro rozvoj a koordinaci vědy a techniky (SKVT) pro oblast mírového využívání jaderné energie vznikla v r.1962 přejmenováním Komise pro atomovou energii při Státním výboru pro rozvoj techniky.

- Tato komise vznikla v r. 1959 Usnesením vlády č. 339 z 29.4.1959 (*prof. František Běhounek*)

srv.

- *1955 – ÚJF v Řeži, FTJF Praha*
- *1956 – zahájení vývoje A1*
- *1957 – vznik MAAE, VVRS v Řeži*

CC BY SA

ATOMOVÝ ZÁKON VI.

Činnost ČSKAE je završena zákonem ČNR
č. 21/1993 Sb. , kterým byl po rozdělení České a Slovenské Federativní Republiky s platností od 1.1.1993 jako nástupce ČSKAE a nový, nezávislý ústřední orgán státní správy a dozoru ČR při mírovém využívání jaderné energie a ionizujícího záření zřízen SÚJB – Státní úřad pro jadernou bezpečnost



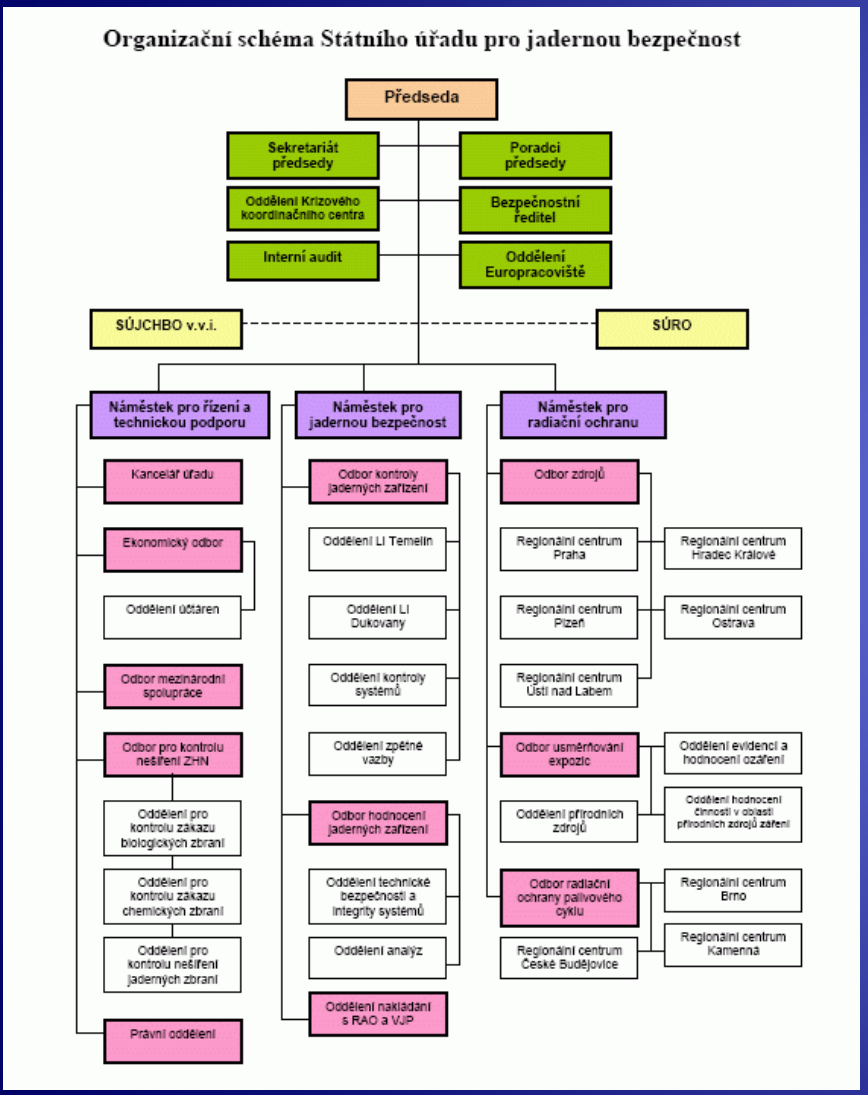
ATOMOVÝ ZÁKON VII.

Důvodem založení SÚJB bylo:

- vykonávání státní správy a dozoru nad využíváním jaderné energie a ionizujícího záření, stanovení základních podmínek zajištění jaderné bezpečnosti, radiační ochrany, havarijní připravenosti a fyzické ochrany a výkon státní správy a dozoru při využívání jaderné energie a při činnostech vedoucích k ozáření, vytvoření státem garantovaného režimu pro zajištění bezpečného ukládání radioaktivních odpadů a havarijní připravenost pro případ radiačních nehod.

CC BY SA

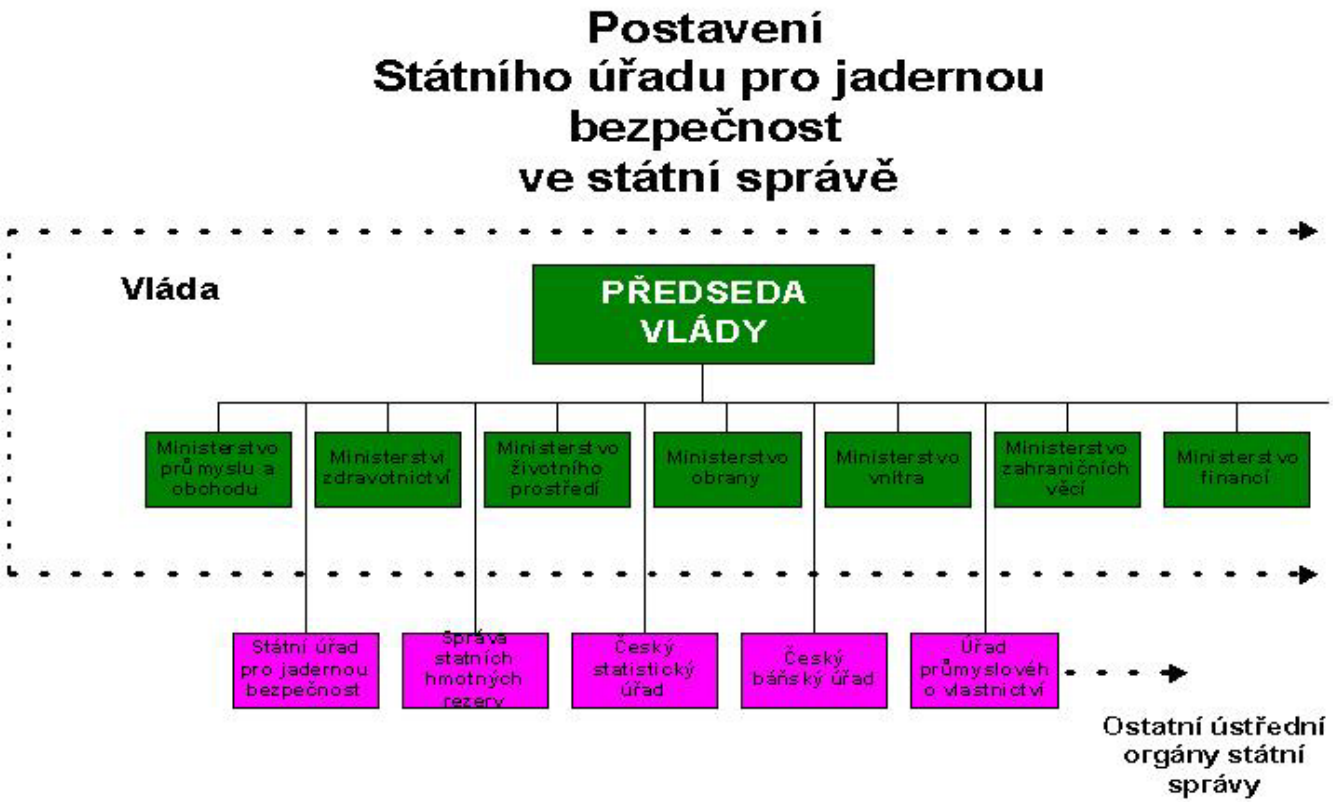
SÚJB I.



Státní úřad pro jadernou bezpečnost je ústředním orgánem státní správy ve smyslu zákona č. 2/1969 Sb. (úplné znění z. č. 122/1997 Sb. - §2). V jeho čele stojí předseda, který je jmenován vládou ČR. Úřad má samostatný rozpočet a je přímo podřízen vládě ČR.

CC BY SA

SÚJB II.



CC BY SA

SÚJB III.

Zákon č. 18/1997 Sb., § 4

(2) Každý, kdo využívá jadernou energii nebo provádí činnosti vedoucí k ozáření nebo zásahy k omezení přírodního ozáření nebo ozáření v důsledku radiačních nehod, musí dbát na to, aby toto jeho jednání bylo odůvodněno přínosem, který vyváží rizika, která při těchto činnostech vznikají nebo mohou vzniknout.

(3) Každý, kdo provádí činnosti související s využíváním jaderné energie nebo činnosti vedoucí k ozáření, je povinen postupovat tak, aby byla přednostně zajišťována jaderná bezpečnost a radiační ochrana.

(4) Každý, kdo využívá jadernou energii nebo provádí činnosti vedoucí k ....., je povinen dodržovat takovou úroveň jaderné bezpečnosti, radiační ochrany, fyzické ochrany a havarijní připravenosti, aby riziko ohrožení života, zdraví osob a životního prostředí bylo tak nízké, jak lze rozumně dosáhnout při uvážení hospodářských a společenských hledisek. Prováděcí předpis stanoví technické a organizační požadavky a směrné hodnoty ozáření, které se považují za dostatečné k prokázání rozumně dosažitelné úrovně, nebo postup, jak jinak tuto úroveň prokázat.

(Princip ALARA – „as low as reasonable achievable“)

CC BY SA

SÚJB IV.

Zákon č. 18/1997 Sb., § 9

Povolení k jednotlivým činnostem

(1) Povolení Úřadu je třeba k

a) umístění jaderného zařízení nebo pracoviště s velmi významným zdrojem ionizujícího záření,

b) výstavbě jaderného zařízení nebo pracoviště s velmi významným zdrojem ionizujícího záření,

c) jednotlivým etapám uvádění jaderného zařízení do provozu stanoveným v prováděcím předpise,

d) provozu jaderného zařízení nebo pracoviště s významným nebo velmi významným zdrojem ionizujícího záření,

e) opětovnému uvedení jaderného reaktoru do kritického stavu po výměně jaderného paliva,

f) provedení rekonstrukce nebo jiných změn ovlivňujících jadernou bezpečnost,.... .,

g) vyřazování z provozu jaderného zařízení ....,

h) uvádění radionuklidů do životního prostředí,

i) nakládání se zdroji ionizujícího záření ....,

j) nakládání s radioaktivními odpady,

k) dovozu nebo vývozu jaderných položek .....,

l) nakládání s jadernými materiály,

m) přepravě jaderných materiálů a radionuklidových zářičů .....,,

n) odborné přípravě vybraných pracovníků jaderných zařízení .....í,

o) zpětnému dovozu radioaktivních odpadů .....vyvezených z České republiky.

CC BY SA

SÚJB V.

Obsah dokumentace požadované pro vydání povolení k jednotlivým činnostem podle § 13 odst. 3 písm. d) Atomového zákona

A. Dokumentace pro povolení umístění jaderného zařízení nebo pracoviště s velmi významným zdrojem ionizujícího záření

I. Zadávací bezpečnostní zpráva, jejímž obsahem musí být

1. charakteristika a průkazy o vhodnosti vybrané lokality z hlediska kritérií na umísťování jaderných zařízení a velmi významných zdrojů ionizujícího záření stanovených prováděcím právním předpisem,
2. charakteristika a předběžné hodnocení koncepce projektu z hlediska požadavků stanovených prováděcím předpisem na jadernou bezpečnost, radiační ochranu, havarijní připravenost,
3. předběžné hodnocení vlivu provozu navrhovaného zařízení na zaměstnance, obyvatele a životní prostředí,
4. návrh koncepce bezpečného ukončení provozu,
5. vyhodnocení zabezpečení jakosti při výběru lokality, způsob zabezpečení jakosti přípravy realizace výstavby a zásady zabezpečení jakosti navazujících etap.

CC BY SA

SÚJB VI.

Obsah dokumentace požadované pro vydání povolení k jednotlivým činnostem podle § 13 odst. 3 písm. d) Atomového zákona

B. Dokumentace pro povolení výstavby jaderného zařízení nebo pracoviště s významnými nebo velmi významnými zdroji ionizujícího záření

I. Předběžná bezpečnostní zpráva, jejímž obsahem musí být

1. průkaz, že navrhované řešení dané projektem splňuje požadavky na jadernou bezpečnost, radiační ochranu a havarijní připravenost stanovené prováděcími předpisy,
2. bezpečnostní rozbory a rozbory možností neoprávněného nakládání s jadernými materiály a zdroji ionizujícího záření a hodnocení jejich následků na pracovníky, obyvatele a životní prostředí,
3. údaje o předpokládané životnosti jaderného zařízení nebo velmi významného zdroje ionizujícího záření,
4. hodnocení vzniku radioaktivních odpadů a nakládání s nimi během uvádění do provozu a provozu povolovaného zařízení nebo pracoviště,
5. koncepce bezpečného ukončení provozu a vyřazení z provozu povolovaného zařízení nebo pracoviště, včetně likvidace radioaktivních odpadů,
6. koncepce nakládání s vyhořelým jaderným palivem,
7. vyhodnocení zabezpečování jakosti při přípravě výstavby, způsob zabezpečování jakosti realizace výstavby a zásady zabezpečování jakosti navazujících etap,
8. seznam vybraných zařízení.

CC BY SA

SÚJB VII.

Obsah dokumentace požadované pro vydání povolení k jednotlivým činnostem podle § 13 odst. 3 písm. d) Atomového zákona

C. Dokumentace pro povolení jednotlivých etap uvádění jaderného zařízení do provozu

b) Pro první zavezení jaderného paliva do reaktoru

I. Předprovozní bezpečnostní zpráva, která musí obsahovat

1. popis změny původního projektu hodnoceného v předběžné bezpečnostní zprávě a průkazy, že nedošlo ke snížení úrovně jaderné bezpečnosti jaderného zařízení,
2. doplňující a upřesňující průkazy o zajištění jaderné bezpečnosti a radiační ochrany,
3. limity a podmínky bezpečného provozu jaderného zařízení,
4. neutronově-fyzikální charakteristiky reaktoru,
5. způsob nakládání s radioaktivními odpady,
6. vyhodnocení jakosti vybraných zařízení;

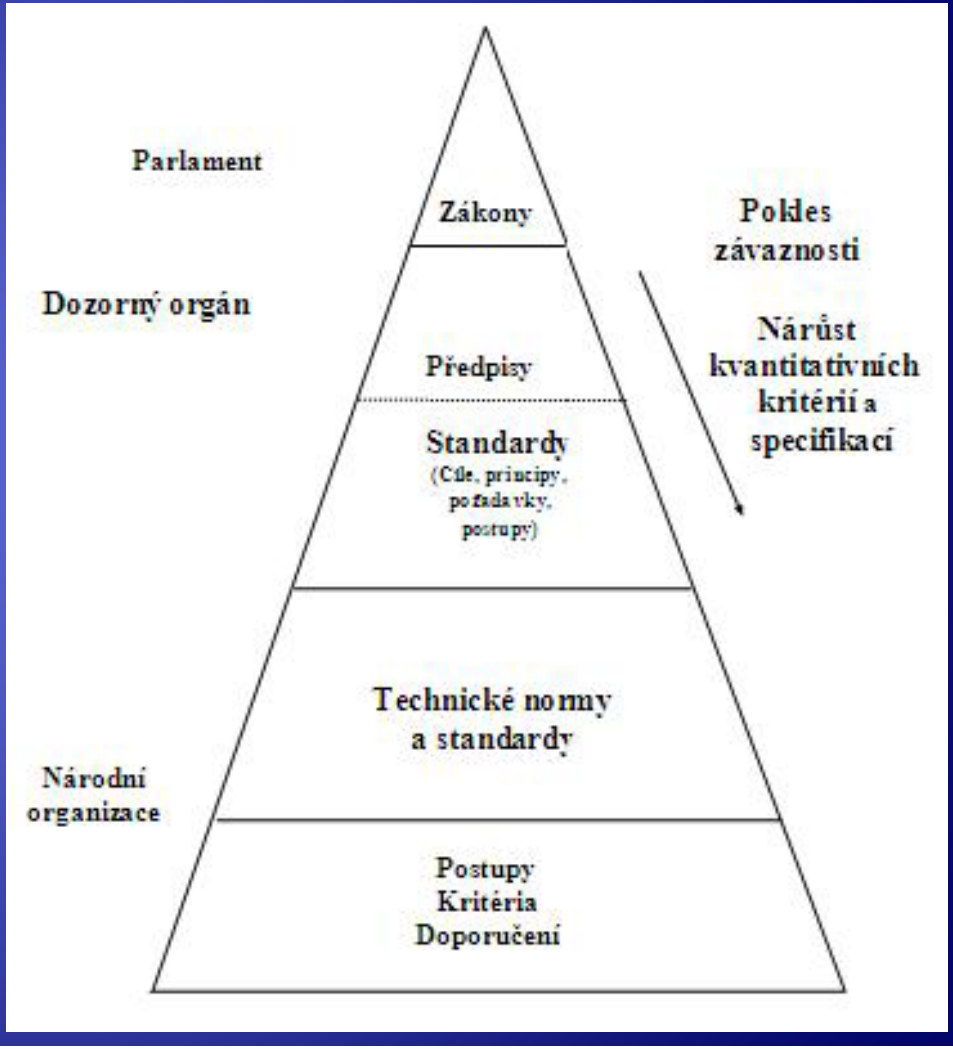
II. další dokumentace, která musí obsahovat

1. průkaz, že byly splněny předchozí rozhodnutí a podmínky Úřadu,
2. harmonogram zavážení jaderného paliva,
3. program zavážení jaderného paliva,
4. průkaz připravenosti zařízení a personálu k zavážení jaderného paliva,
5. vyhodnocení výsledku předchozích etap,
6. vnitřní havarijní plán,
7. změny v zajištění fyzické ochrany,
8. program provozních kontrol,
9. návrh způsobu vyřazování z provozu,
10. odhad nákladů na vyřazování z provozu podle bodu II. 9 ověřený Správou.

CC BY SA

SÚJB VIII.

Legislativní a normativní struktura jaderné bezpečnosti



CC BY SA

Pravděpodobnostní a deterministický přístup k jaderné bezpečnosti

Deterministický přístup k jaderné bezpečnosti, vychází z vybraných projektových havárií jaderného zařízení, proti nimž se používají projektová opatření na likvidaci, či minimalizaci jejich účinků.

Pravděpodobnostní hodnocení bezpečnosti (PSA - Probabilistic Safety Assessment) analýzy deterministického přístupu doplňuje a rozvíjí.

PSA oceňuje riziko, které se obecně chápe jako **míra pravděpodobnosti vzniku a závažnosti nežádoucích důsledků**

CC BY SA

DETERMINISTICKÝ PŘÍSTUP K BEZPEČNOSTI

- vychází z vybraných havárií jaderného zařízení až do úrovně maximální projektové havárie
- menší havárie s vyšší četností může být ve svých důsledcích mnohem méně přijatelná než mezní kritická havárie
- nerespektuje pravděpodobnost událostí v havarijním řetězci
- prakticky vylučuje havárie s těžšími následky, než má postulovaná havárie (tzv. nadprojektové)
- nebere zřetel na spolehlivost bezpečnostních zařízení

CC BY SA

OSNOVA PŘEDPROVOZNÍ BEZPEČNOSTNÍ ZPRÁVY

DÍL 1. ÚVOD A OBECNÝ POPIS ELEKTRÁRNY
DÍL 2. CHARAKTERISTIKY LOKALITY
DÍL 3. KONSTRUKCE STAVEB, KOMPONENT, ZAŘÍZENÍ A SYSTÉMŮ
DÍL 4. REAKTOR
DÍL 5. SYSTÉM CHLAZENÍ REAKTORU A NAVAZUJÍCÍ SYSTÉMY
DÍL 6. BEZPEČNOSTNÍ SYSTÉMY
DÍL 7. INSTRUMENTACE A ŘÍZENÍ
DÍL 8. ELEKTRICKÉ SYSTÉMY
DÍL 9. POMOCNÉ SYSTÉMY
DÍL 10. SYSTÉM KONVERZE PÁRY A ENERGIE
DÍL 11. NAKLÁDÁNÍ S RADIOAKTIVNÍMI ODPADY
DÍL 12. RADIAČNÍ OCHRANA
DÍL 13. PROVOZNÍ HLEDISKA
DÍL 14. PROGRAM ZKOUŠEK PŘI SPOUŠTĚNÍ
DÍL 15. BEZPEČNOSTNÍ ROZBORY
DÍL 16. LIMITY A PODMÍNKY
DÍL 17. ZAJIŠTĚNÍ JAKOSTI
DÍL 18. INŽENÝRSKÁ PSYCHOLOGIE - ERGONOMIE

CC BY SA

OSNOVA PŘEDPROVOZNÍ BEZPEČNOSTNÍ ZPRÁVY kap.15

DÍL 15. BEZPEČNOSTNÍ ROZBORY

- 15.0 ÚVOD
- 15.1 ZVÝŠENÍ ODVODU TEPLA SEKUNDÁRNÍM OKRUHEM
- 15.2 SNÍŽENÍ ODVODU TEPLA SEKUNDÁRNÍM OKRUHEM
- 15.3 SNÍŽENÍ PRŮTOKU CHLADIVA PRIMÁRNÍM OKRUHEM
- 15.4 ANOMÁLIE REAKTIVITY A DISTRIBUCE VÝKONU
- 15.5 ZVÝŠENÍ MNOŽSTVÍ CHLADIVA V REAKTORU
- 15.6 SNÍŽENÍ MNOŽSTVÍ CHLADIVA V REAKTORU
- 15.7 ÚNIKY RADIOAKTIVNÍCH LÁTEK ZE SUBSYSTÉMŮ NEBO KOMPONENT
- 15.8 OČEKÁVANÉ PŘECHODOVÉ PROCESY BEZ RYCHLÉHO ODSTAVENÍ REAKTORU
- 15.9 PŘECHODOVÉ PROCESY V DŮSLEDKU PORUCH V SYSTÉMU TECHNICKÉ VODY DŮLEŽITÉ (TVD)

CC BY SA

PRAVDĚPODOBNOSTNÍ PŘÍSTUP K BEZPEČNOSTI

PRAVDĚPODOBNOSTNÍ HODNOCENÍ BEZPEČNOSTI

(PSA - PROBABILISTIC SAFETY ASSESSMENT) je metodou analýzy bezpečnosti jaderného zařízení (JZ), která identifikuje a váže kombinace událostí vedoucích k vážným haváriím, stanovuje pravděpodobnost vzniku každé kombinace a určuje její následky. Metoda PSA tak systematicky a velmi realisticky **spojuje** do jednotného rámce **všechny aspekty bezpečnosti:** projektové charakteristiky, provozní postupy a zkušenosti, spolehlivost systémů, výkonnost člověka, fyzikální procesy při haváriích a potenciální zdravotní účinky na obyvatelstvo v okolí JZ od uvolněných radioaktivních látek.

CC BY SA

METODA PSA

Pravděpodobnostní model umožňuje kvantitativně sledovat celý průběh uvažované havárie, počínaje vznikem iniciační havarijní události s určitou pravděpodobností, s uvážením spolehlivosti jednotlivých bezpečnostních systémů, pravděpodobným transportem aktivit vně jaderného zařízení a konče pravděpodobným poškozením populace

PSA se provádí ve třech úrovních, z nichž první vyhodnocuje pravděpodobnost tavení aktivní zóny, druhá pravděpodobnost uvolnění zdrojového členu do okolí JZ a třetí pravděpodobný účinek na obyvatelstvo.

CC BY SA

VÝHODY METODY PSA

Metoda PSA hodnotí riziko JE jako kombinaci (součin) frekvence (pravděpodobnosti) výskytu a velikosti následků celého spektra možných havárií.

- možnost porovnání různých typů jaderných zařízení
- možnost porovnání nejaderných rizik a nebezpečí
- optimalizace bezpečnostních a jiných systémů z hlediska spolehlivosti
- vyhledáváním "slabých" a předimenzovaných míst projektu - optimalizace údržby a testů

CC BY SA

VÝVOJ METODY PSA

FARMER (1967) - HRANIČNÍ KŘIVKA RIZIKA

PRVNÍM KOMPLEXNÍM PŘÍPADEM APLIKACE METODY PSA NA HODNOCENÍ RIZIKA BYLA V R.1975 STUDIE BEZPEČNOSTI REAKTORŮ (RSS - REACTOR SAFETY STUDY, WASH-1400) ZNÁMÁ JAKO RASSMUSSENOVA STUDIE.

ROZVOJ METOD PSA NASTAL PO HAVÁRII DRUHÉHO BLOKU JE THREE MILE ISLAND V USA V BŘEZNU 1978

- iniciační událost a část následné sekvence byly v Rassmussenově studii zastoupeny.
- nedostatečná pozornost pro soustředění na nebezpečí velkých havárií

NĚMECKÁ STUDIE RIZIKA (GRS - German Risk Study)

- PSA analýza pro JE evropského typu (1981)

CC BY SA

TŘÍÚROVŇOVÉ PSA

1.ÚROVEŇ - URČENÍ PRAVDĚPODOBNOSTI TAVENÍ AKTIVNÍ ZONY

- ANALÝZY SYSTÉMŮ V JE
- INICIAČNÍ UDÁLOSTI
- STROMY UDÁLOSTÍ
- STROMY PORUCH

2.ÚROVEŇ - ANALÝZY KONTEJNMENTU

- UVOLNĚNÍ PRODUKTŮ ŠTĚPENÍ
- ZDROJOVÝ ČLEN

3.ÚROVEŇ - ANALÝZA NÁSLEDKŮ

- ZDRAVOTNÍ ÚČINKY VLIV OKOLÍ JE
- PRAVDĚPODOBNOST POŠKOZENÍ POPULACE

OPPA PRAHA PRAGUE PRAGA EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
CC BY SA
VŠCHT PRAHA

SBĚR DAT

DATA PRO PSA ANALÝZY:

- zobecněná data (generic data)
- specifická data pro danou jadernou elektrárnu (specific data)

- iniciační události
- poruchy komponent (četnost poruch)
- testování (intervaly)
- údržba (doby a intervaly)
- poruchy se společnou příčinou (CCF - Common Cause Failure)

CC BY SA

POZNATKY Z PSA STUDIÍ

- tavení AZ 10^{-6}-10^{-3} /blok.rok
- Dominantní příspěvky
  1. Malé LOCA havárie
  2. Úplná ztráta napájení VS + nepohotovost DG
- Dominantní příspěvky bezpečnostních systémů ke snížení rizika:
  HO, hav.nap. PG, zaj.napájení VS, TVD, SHCH, PVKO
- Hlavním příspěvek k riziku:
  nadprojektové havárie s tavením AZ
- Příspěvek k riziku: LOCA, tranzienty vedoucí k HO, chyby člověka, CCF
- Faktor rizika = způsob provozování JE
- Klíčovým systémem k omezení rizika = kontejnment
- Tavení AZ nemusí mít vždy smrtelné následky
- **STUDIE PSA MUSÍ VYCHÁZET Z POUČENÍ ZE SKUTEČNÝCH UDÁLOSTÍ V PROVOZU JE**

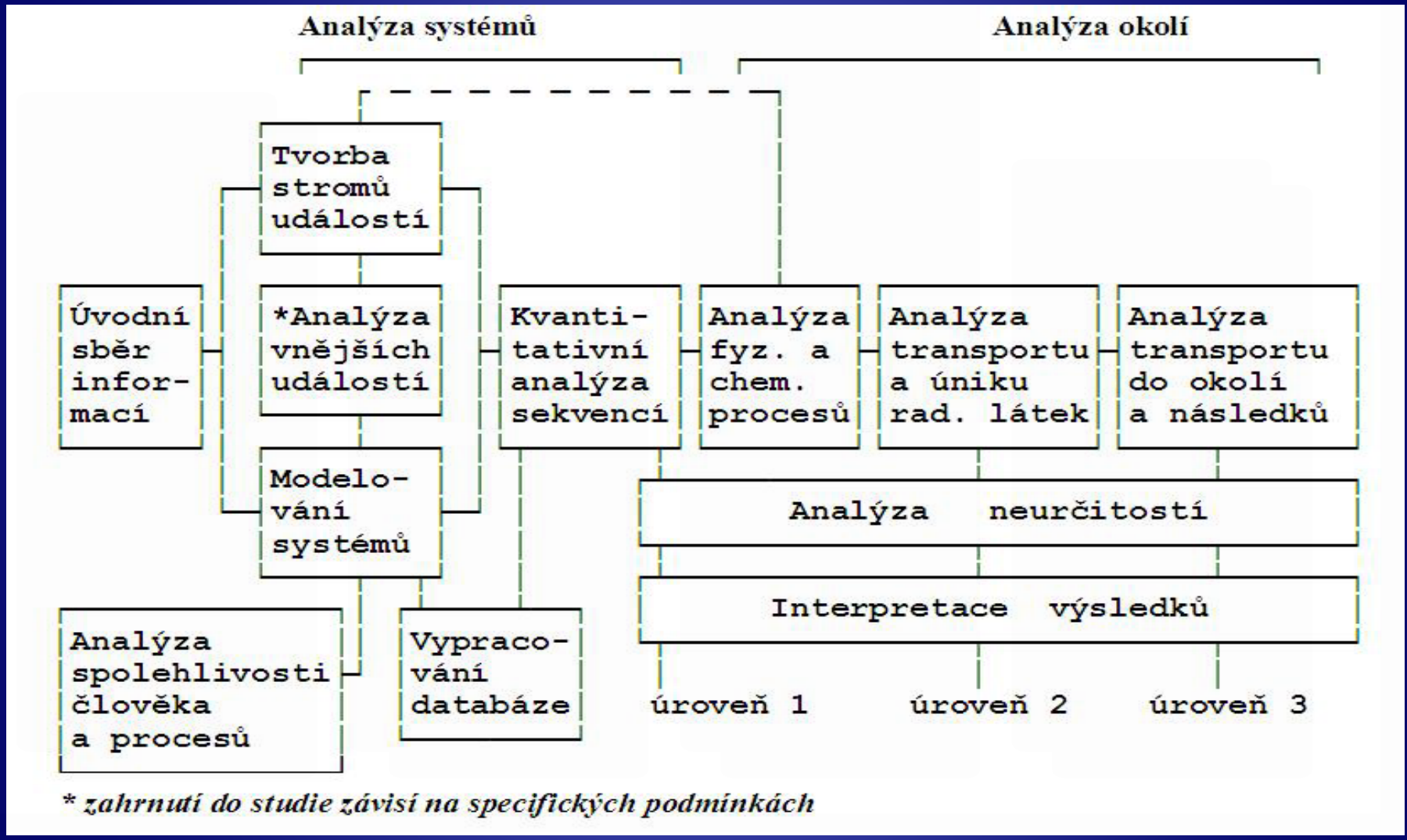
CC BY SA

Základní požadavky na provedení PSA studie



CC BY SA

Základní postup provedení PSA studie



CC BY SA

Metoda stromu událostí I.

Strom událostí se zakládá na binární logice, dle níž událost se buď stala nebo nestala a zařízení buďto pracuje nebo nepracuje. **Začíná se vždy určitou iniciační událostí po níž následuje větvení podle následků. Každé větvi je přisouzena určitá pravděpodobnost výskytu stanovená např. aplikací metody stromu poruch**. Výsledkem je výčet sekvencí, z nichž každé je přiřazena určitá pravděpodobnost jako součin pravděpodobností předchozích jevů a určité následky.

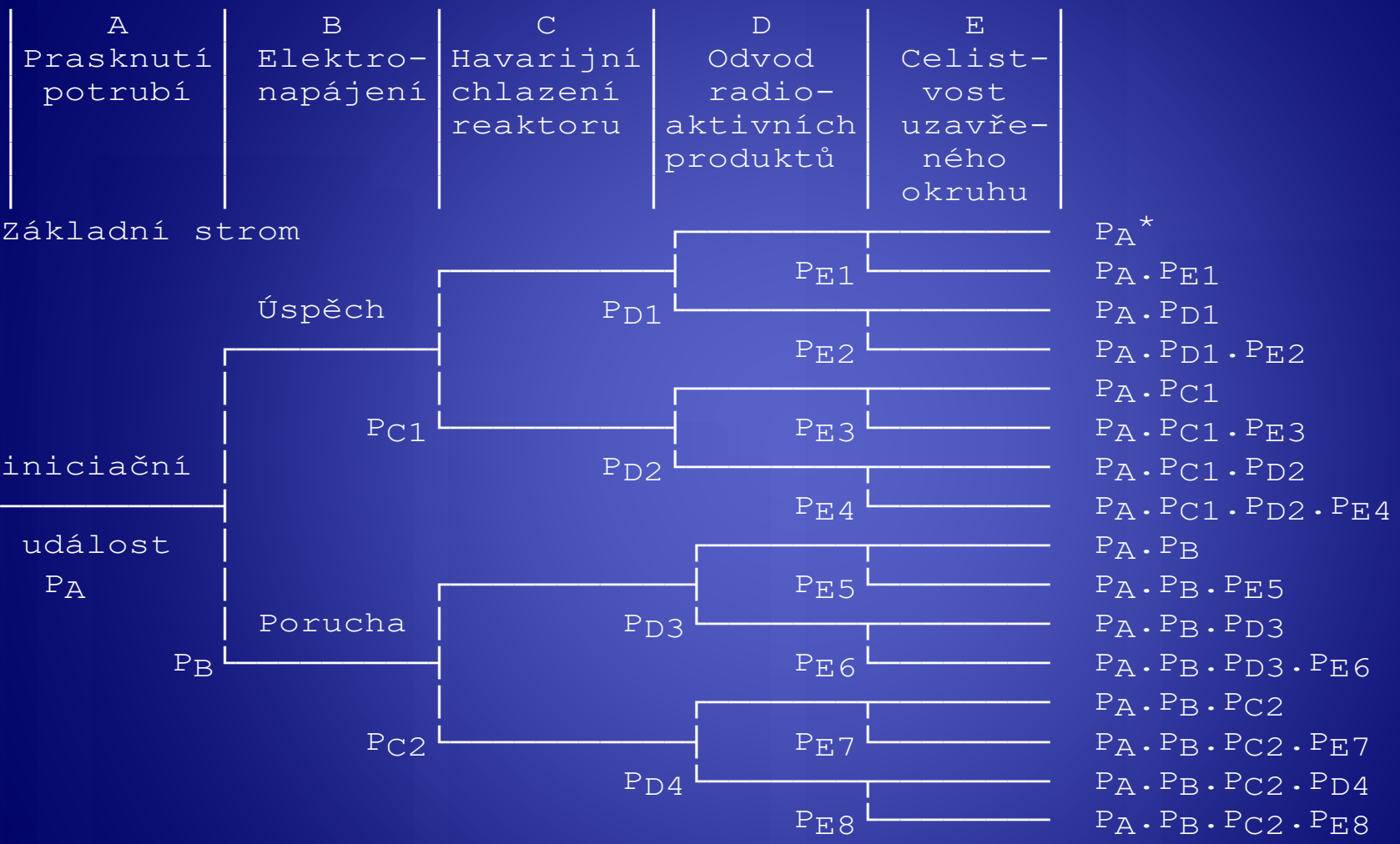
CC BY SA

Metoda stromu událostí II.

- pravděpodobnost sekvence je součinem pravděpodobností předchozích jevů
- úplný strom událostí obsahuje 2n havarijních řetězců
- na základě možných stavů (resp. zbytečně rozvíjených stavů, aj.) se provádí - redukce stromu událostí
- funkční a systémové stromy událostí
- kontejnmentové stromy událostí
- vztah mezi stromy událostí a stromy poruch

CC BY SA

Ukázka stromu událostí



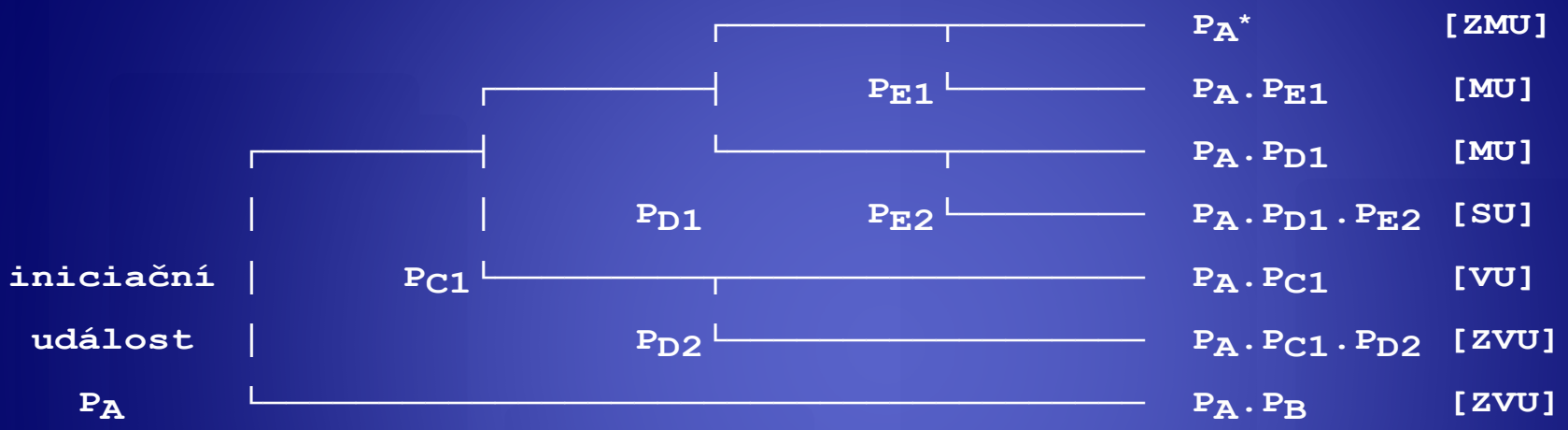
OPPA PRAHA PRAGUE PRAGA
EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti

CC BY SA

VŠCHT PRAHA

Redukce stromu událostí

Redukovaný strom



(* výraz je přibližnou hodnotou přesného výrazu
$P_A(1-P_B)(1-P_{C1})(1-P_{D1})(1-P_{E1})$;
všechna P jsou velmi malá, analogické přiblížení je použito i dále;
Z - značně; M - malá; S - střední; V - velká; U - únik)

CC BY SA

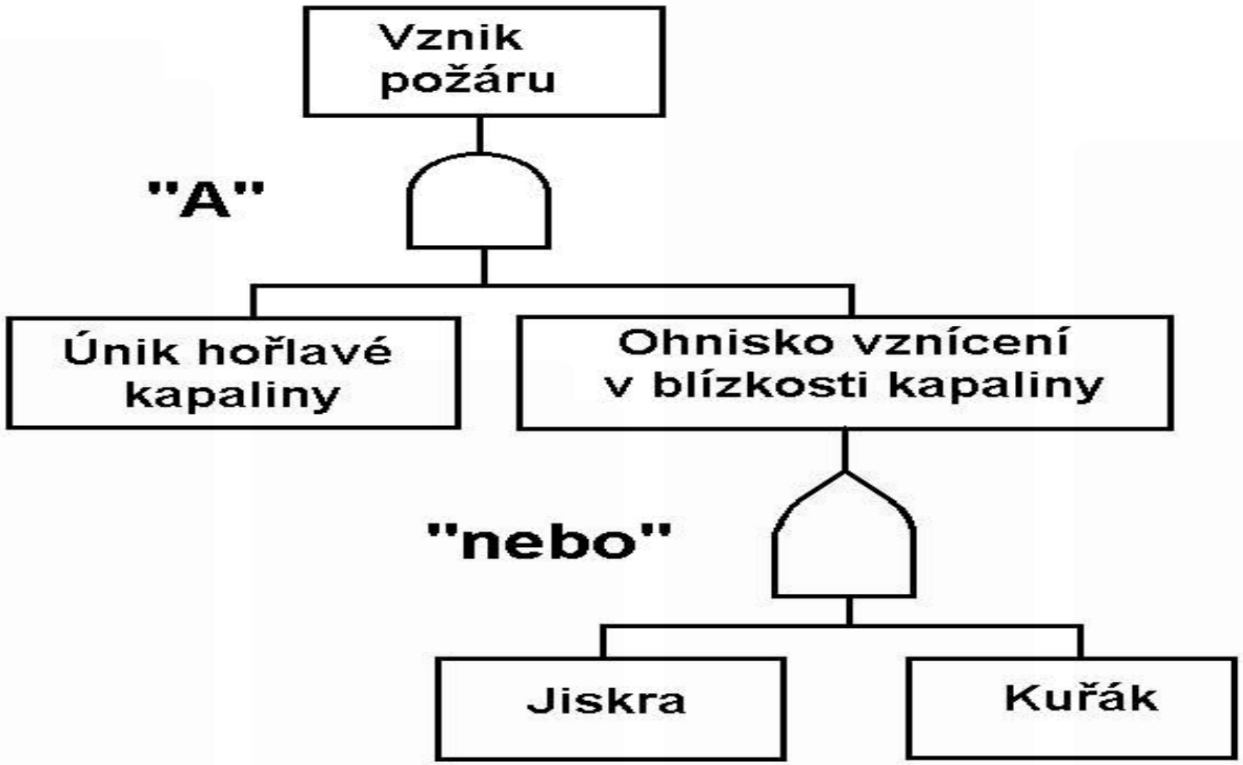
Metoda stromu poruch

Metoda stromu poruch je deduktivní, tj. s opačnou logikou než stromy událostí. Na základě jedné nežádoucí události, nebo též vrcholové události (TOP event) **hledáme opět binární logikou postupné příčiny této události**. Konečné příčiny nazýváme zpravidla **primární události.**

- závislost na některých pomocných systémech
- koncepce "malý strom událostí/velký strom poruch" versus
- koncepce "velký strom událostí/malý strom poruch"
- poskytuje stručný, uspořádaný a přehledný popis možných příhod uvnitř systému, které mohou vést k předem definované nežádoucí, nebo též vrcholové události (TOP event).
- hradla typu "A" , "NEBO"

CC BY SA

Příklad použití logických hradel "A" a “NEBO" ve stromu poruch



PSA studie jaderné elektrárny Dukovany (VVER440/V 213)

PSA-1.úroveň "domácí"	1993	ÚJV Řež - St.úkol - ČSKAE
PSA-1.úroveň "západní"	1994	SAIC+ÚJV (Risk Monitor SAS)
Záplavy, požáry, ATWS	1994	ÚJV Řež
PSA level 1 "upgrade"	1995	ÚJV Řež
Zhodnocení L&P	1995	SAIC
Hodnocení modifikací	1995	ÚJV Řež
Požáry	1996	ÚJV Řež
PSA - 2.úroveň	1998	SAIC
PSA - 1.úroveň "living"	1998	IPERS-MAAE (ÚJV)
SPSA (nevýkonové stavy)	1999	ÚJV Řež
Risk Monitor™	2000	SCIENTECH

CC BY SA

PRVNÍ PSA STUDIE
JADERNÉ ELEKTRÁRNY DUKOVANY I.

Příprava PSA studie 1. úrovně

- od r.1989 - 1993 (státní úkol Bezpečnost)

Řešitelské kapacity všech čs.organizací pod vedením ÚJV Řež

Cíl: souhrnné systémové stanovení rizika a stanovení hlavních příspěvků k riziku provozu JE,

- identifikace "slabých míst"
- podklady pro tvorbu provozních předpisů
- podkladů pro bezpečnostní dokumentaci JE a tvorbu havarijních plánů
- požadavky na spolehlivost bezpečnostně významných systémů JE
- zdůvodnění systému oprav a kontrolami zařízení

CC BY SA

PRVNÍ PSA STUDIE
JADERNÉ ELEKTRÁRNY DUKOVANY II.

HLAVNÍ PŘEDPOKLADY

- Kriteriem poškození AZ reaktoru v podpůrných TH analýzách byl vzrůst teploty pokrytí palivových článků nad úroveň, kde se uvažuje s dehermetizací povlaků palivových článků
- Omezení analýz na události tzv. vnitřního charakteru
- Výchozí stav bloku - provoz na nominálním výkonu (100%N_{NOM})
- Rozvedení sekvencí stromů událostí - v intervalu 24 hodin
- Modelovány standardní i "nestandardní" (v předpisech nezmíněné) zákroky obsluhy

CC BY SA

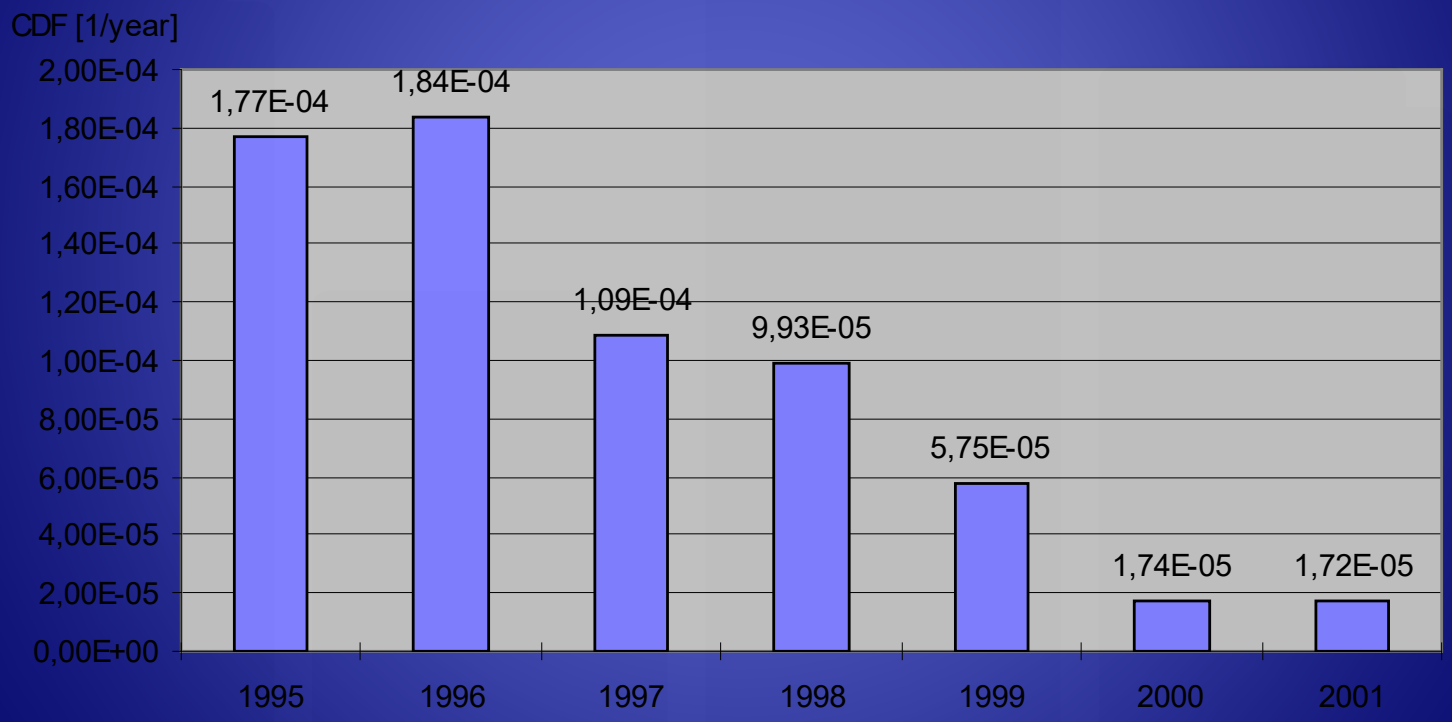
PRVNÍ PSA STUDIE
JADERNÉ ELEKTRÁRNY DUKOVANY III.

HLAVNÍ KVANTITATIVNÍ VÝSLEDKY

Frekvence tavení aktivní zóny reaktoru	3.2 x 10E-5 / rok
Dominantní příspěvek iniciačních událostí :	
Interfacing LOCA (únik mimo boxy) (LI)	61 %
Výpadek systému chladící cirkulační vody (T9)	9 %
Odpojení hlavního vývodu výkonu bloku z vnitřních příčin (T5.5)	9 %
Výpadek systému TVD (technické vody důležité) v podsystémech "40" a "60" (T3)	4 %
Porušení dodávky napájecí vody (T11)	4 %
Výsledek analýzy nejistot (90% pravděp. hladina)	< 5.1E-06, 1.1E-04 >
Střední hodnota rozdělení	3.5E-05
Medián rozdělení	1.9E-05.

OPPA PRAHA PRAGUE PRAG EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
CC BY SA
VŠCHT PRAHA

Frekvence tavení aktivní zóny (CDF) [1/rok]
Vývoj výsledků studie PSA-1 pro JE Dukovany



Projekt Shutdown PSA pro EDU (SPSA)

- při odstávkách, spouštění a odstavování bloku do 55 %
- projekt byl zahájen v r.1996 a ukončen v pol. r.1999.
- v projektu byly využity výsledky projektu Shutdown PSA pro EBO V-2

Pravděpodobnost poškození AZ	CDF = 1,10E-04 /rok
Pravděpodobnost poškození paliva (mimo AZ)	FDF = 2,27E-05 /rok
Celková pravděpodobnost poškození paliva	TFDF = 1,33E-04 /rok

CC BY SA

Výsledky SPSA pro EDU - příspěvky

	Název skupiny iniciačních událostí (IU)	Příspěvek k TFDF
1	Ztráta přirozené cirkulace	29,5 %
2	Pád těžkých předmětů	18,0 %
3	Výpadek systému dochlazování	12,0 %
4	Studené přetlakování	8,6 %
5	LOCA způsobená manipulacemi	7,8 %
6	Výpadek rozvaděčů zajištěného napájení	7,4 %
7	Malá LOCA	5,1 %
8	Výpadek linky 400 kV	2,6 %
9	Střední nebo velká LOCA	2,2 %
10	Vnitřní záplavy	1,8 %
11	Prasknutí HPK nebo parovodů	1,4 %

CC BY SA

Výsledky PSA studie JE Dukovany

Studie PSA 1. úrovně (2009) stanovuje pro EDU výslednou četnost poškození aktivní zóny reaktoru (CDF) pro všechny provozní režimy bloku i celkovou frekvenci poškození paliva (FDF) - pro rizika provozu bloku s palivem v AZ i v BS. Z Living PSA studie 2. úrovně (6 tříd úniků aktivity z kontejnmentu), je uvedena frekvence veličiny LERF.

Přehled CDF, FDF a LERF pro jednotlivé bloky JE Dukovany

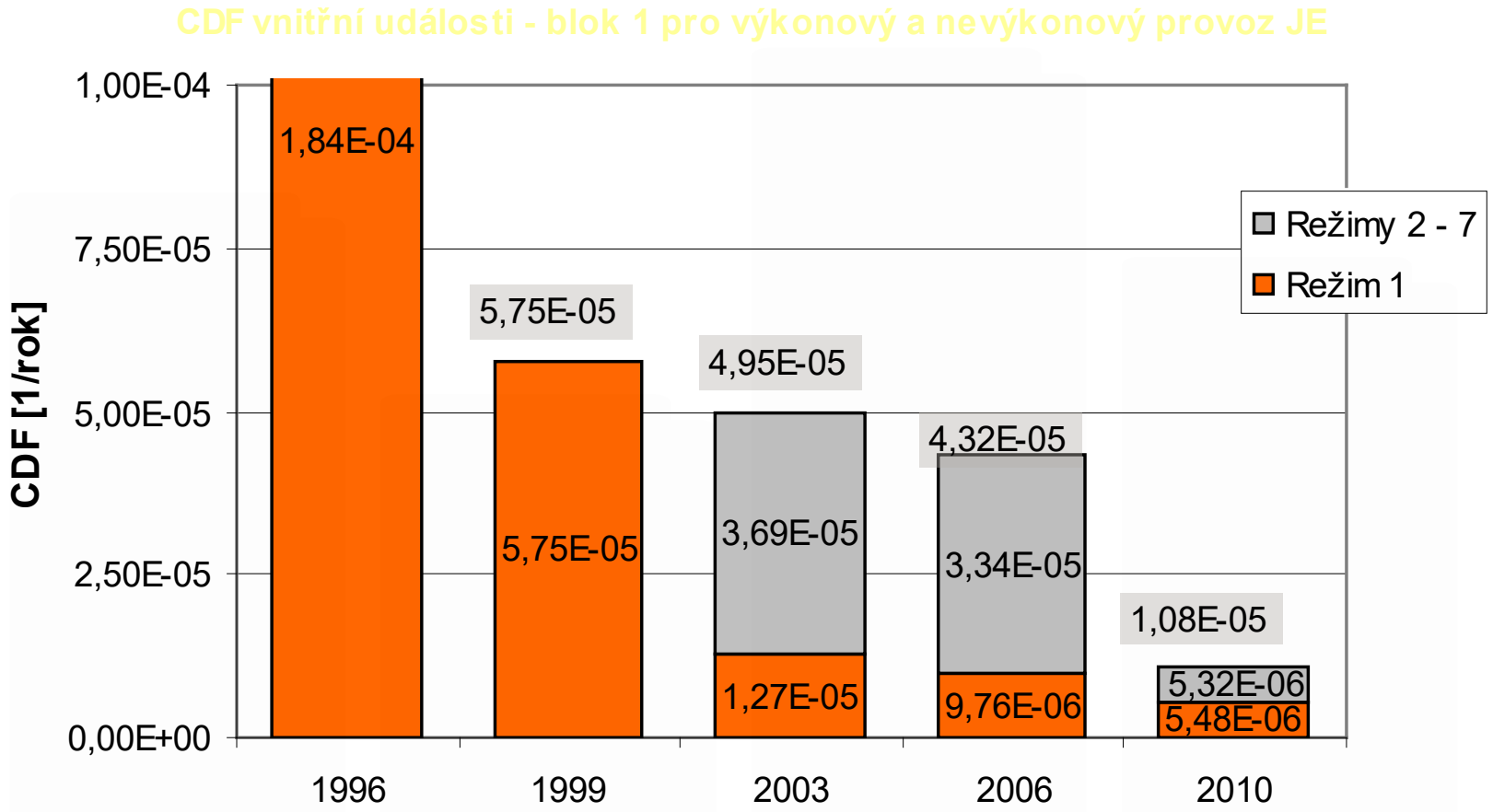
	CDF [rok-1]	FDF [rok-1]	LERF [rok-1]
1. RB	1,67 x 10-5	2,12 x 10-5	1,2 x 10-6
2. RB	1,47 x 10-5	1,92 x 10-5	9,8 x 10-7
3. RB	1,48 x 10-5	1,93 x 10-5	9,9 x 10-7
4. RB	1,48 x 10-5	1,93 x 10-5	9,8 x 10-7

CDF, FDF a LERF 1. RB pro výkonové a odstavné provozní stavy

1. RB	CDF [rok-1]	FDF [rok-1]	LERF [rok-1]
2 - 100 % Nnom	7,49 x 10-6	8,02 x 10-6	1,2 x 10-6
N < 2 % Nnom	9,20 x 10-6	1,32 x 10-5	-
Celkem:	1,67 x 10-5	2,12 x 10-5	1,2 x 10-6

CC BY SA

Výsledky PSA studie JE Dukovany



PSA studie jaderné elektrárny Temelín (VVER 1000)

PSA-1.úroveň – (NUS+JE+ÚJV)	1995
IPERS-MAAE	1995
PSA-1.úroveň (požáry, záplavy seismicita aj.)	1995
IPERS – MAAE	1996
PSA-2.úroveň	1996
IPERS – MAAE	1996
Aktualizovaná PSA-1.úroveň - vnitřní iniciátory	únor 2002
Aktualizovaná PSA-1.úroveň - vnější iniciátory	listopad 2002
SPSA (nevýkonové stavy)	červen 2002
Aktualizovaná PSA-2.úroveň	prosinec 2002
PSA - Safety Monitor™	prosinec 2002

CC BY SA

Výsledky PSA studie JE Temelín

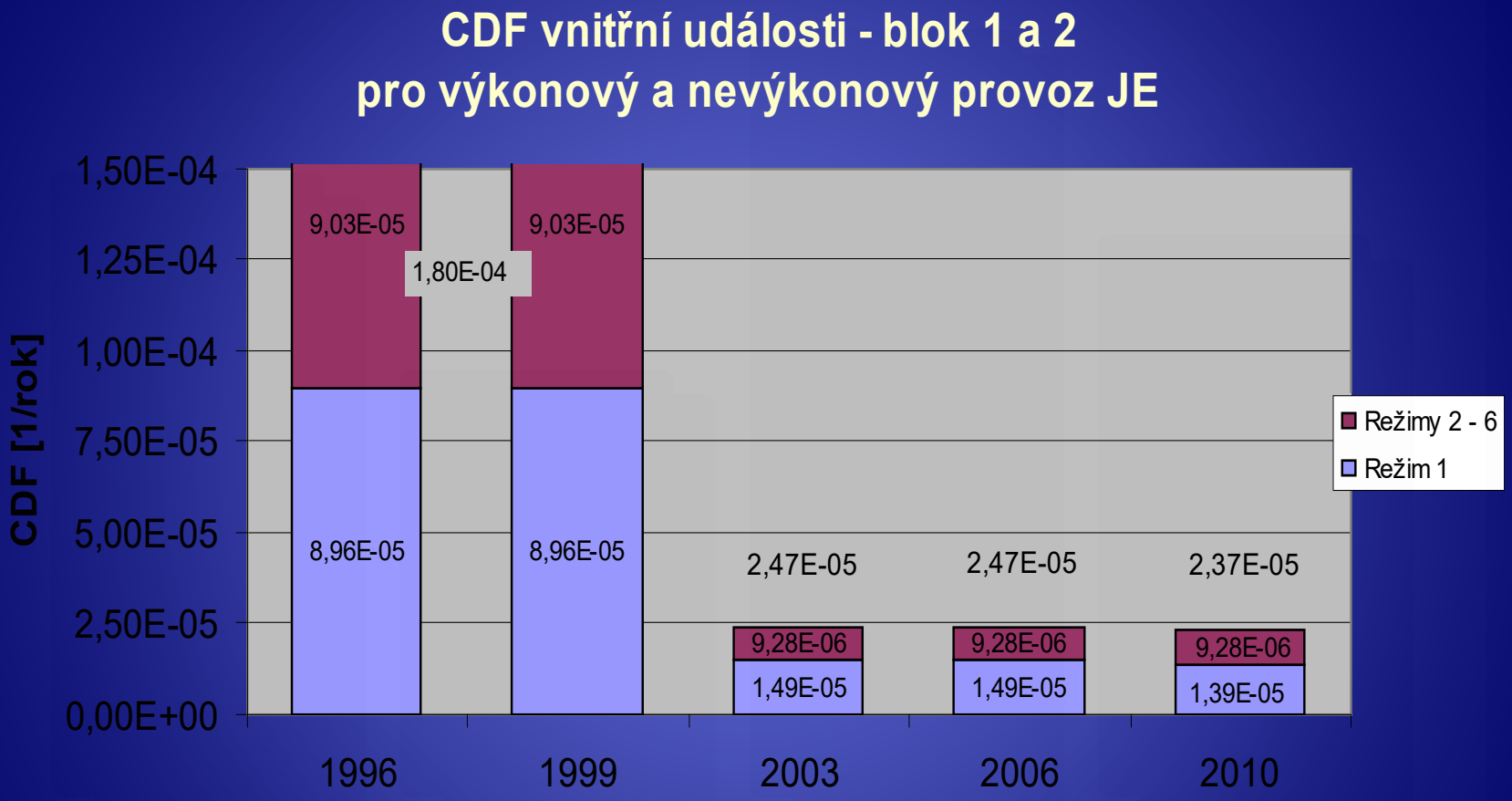
Hlavní výsledky aktualizovaných modelů PSA JE Temelín pro analyzovaný seznam iniciačních událostí a stav JE Temelín na začátku roku 2010 představuje odhad frekvence poškození AZ JE Temelín 1. a 2. HVB:

- **CDF = 1,49.10-5/rok pro provoz na výkonu,**
- **· CDF = 9,28.10-6/rok(odstávku) pro všechny provozní stavy odstávky,**
- **· CDF = 7,42.10-6/rok pro interní požáry,**
- **· CDF = 1,35.10-6/rok pro interní záplavy,**
- **· CDF = pod 1,00.10-8 pro seismické události,**
- **· CDF = pod 1,00.10-7 pro ostatní vnější události,**
- **· Celková CDF = 3,32.10-5/rok pro všechny provozní režimy a události,**
- **· Celková četnost LERF = 4,04.10-6/rok (bez uplatnění SAMG).**

Reálná roční kumulativní hodnota CDF, jako výsledek monitorování rizika provozních konfigurací JE Temelín, ve srovnání s průměrnou hodnotou vypočítané CDF (1,49.10-5) činí 1,12.10-5 pro 1. blok a 1,04.10-5 pro 2. blok JE Temelín za rok 2009.

CC BY SA

Výsledky PSA studie JE Temelín



CC BY SA

Národní zpráva České republiky pro účely Úmluvy o jaderné bezpečnosti

září 2001, červen 2004, červen 2007, květen 2010

ÚVOD ..... - 7 -
SEZNAM ZKRATEK..... - 8 -
1. EXISTUJÍCÍ JADERNÁ ZAŘÍZENÍ - ČLÁNEK 6 ÚMLUVY..... - 11 -
2. LEGISLATIVNÍ A DOZORNÝ RÁMEC - ČLÁNEK 7 ÚMLUVY..... - 19 -
3. DOZORNÉ ORGÁNY - ČLÁNEK 8 ÚMLUVY..... - 25 -
4. ODPOVĚDNOST DRŽITELE POVOLENÍ - ČLÁNEK 9 ÚMLUVY..... - 34 -
5. PRIORITA BEZPEČNOSTI - ČLÁNEK 10 ÚMLUVY ..... - 36 -
6. FINANČNÍ A LIDSKÉ ZDROJE - ČLÁNEK 11 ÚMLUVY..... - 40 -
7. LIDSKÉ FAKTORY - ČLÁNEK 12 ÚMLUVY..... - 48 -
8. ZABEZPEČENÍ JAKOSTI - ČLÁNEK 13 ÚMLUVY..... - 51 -
9. HODNOCENÍ A OVĚŘENÍ BEZPEČNOSTI ČLÁNEK 14 ÚMLUVY..... - 56 -
10. RADIAČNÍ OCHRANA - ČLÁNEK 15 ÚMLUVY..... - 68 -
11. HAVARIJNÍ PŘIPRAVENOST - ČLÁNEK 16 ÚMLUVY..... - 75 –
12. UMÍSŤOVÁNÍ - ČLÁNEK 17 ÚMLUVY ..... - 92 -
13. PROJEKT A VÝSTAVBA - ČLÁNEK 18 ÚMLUVY..... - 102
14. PROVOZ - ČLÁNEK 19 ÚMLUVY..... - 107
P Ř Í L O H Y..... - 123

OPPA PRAHA PRAGUE PRAG EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti

CC BY SA

VŠCHT PRAHA

Iniciativy dozoru v oblasti PSA

Iniciace přípravy první PSA studie pro JE Dukovany (1989-1993) v rámci st. plánu

Výstupy ze smluv dozoru s firmou SAIC:

- **Příprava Risk Monitoru pro EDU (1995-1997),**
- **Zhodnocení limit a podmínek EDU na základě znalosti rizika s návrhem úprav (1995),**
- **PSA studie druhé úrovně pro EDU (1998).**

CC BY SA

Využití a aplikace PSA

- **návrhy úprav na základě rizika** (modifikace zařízení, úprava předpisů, školení personálu aj.)
- **posuzování přínosu modifikací zařízení**
- **stanovení priorit modifikací**

  (v EDU např. soubor rekonstrukcí pro zvýšení odolnosti zařízení PoE +14,7 m, opatření proti zanášení sacích jímek TQ, drenážní trasa z A301 do A201)
- **podpora při zpracování nových předpisů**

  (LMS, LAS)
- **Risk Monitor** – víceúčelové využití

CC BY SA

Aplikace PSA – Monitor rizika

- hodnotí **úroveň okamžitého rizika JE** v reálném čase, umožňuje **výpočet okamžitého rizika** při neprovozu-schopnosti jedné nebo více komponent
- **je dynamickým nástrojem** pracujícím s **okamžitým stavem komponent** (provozuschopnost – provoz, stand-by / neprovozuschopnost – porucha, údržba, test)
- **PSA** je nástrojem **statickým** pracujícím se **středními hodnotami**

CC BY SA

Aplikace PSA – Monitor rizika (funkce)

- **výpočet okamžitého rizika** při neprovozu- schopnosti jedné nebo více komponent
- **výpočet povolené doby neprovozuschopnosti** jedné nebo více komponent
- **hodnocení Limit a podmínek** provozu na základě rizika
- **doporučení** ke zprovoznění komponent (priority)
- **variantní výpočty** (různé kombinace komponent)
- **míra rizika**: sledování pravděpodobnosti tavení aktivní zony reaktoru a/nebo pravděpodobnosti úniku RaL z boxů v průběhu provozu jaderné elektrárny

CC BY SA

Aplikace PSA – Monitor rizika (využití)

- **vyhodnocování** provozu JE, vlivu na JB
- **podpora** při rozhodování v JE pro řízení JB
- **optimalizace** denního plánu provozu
- **posouzení** povolené doby neprovozuschopnosti zařízení v různých režimech uvedených v LaP
- **optimalizace** HMG prací během odstávky
- **posouzení** možnosti údržby zařízení během provozu
- **dokladování** bezpečného provozu JE

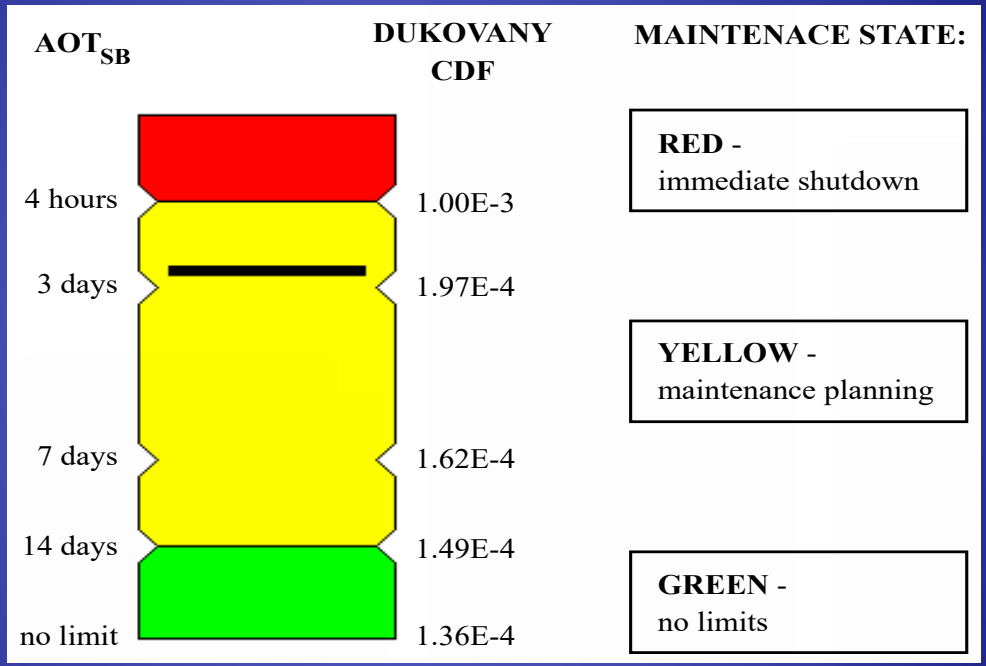
CC BY SA

Monitor rizika EDU - historie

- **1995** instalace monitoru rizika SAS na SÚJB a EDU (grant DOE - iniciativa SÚJB)
- **1995 - 1997** provoz SAS v EDU (i v SÚJB):
- zahrnutí výsledků analýz do LaP
  - monitorování provozu EDU
- 3x podklad pro povolení dočasné změny LaP
- **1998 - 1999** SAS nevyhodnocován pro rozdíly mezi modelem SAS a upravenými modely PSA
- **2000 instalace nového monitoru s nově upraveným modelem na EDU a SÚJB** (stejného jako je na ETE)

CC BY SA

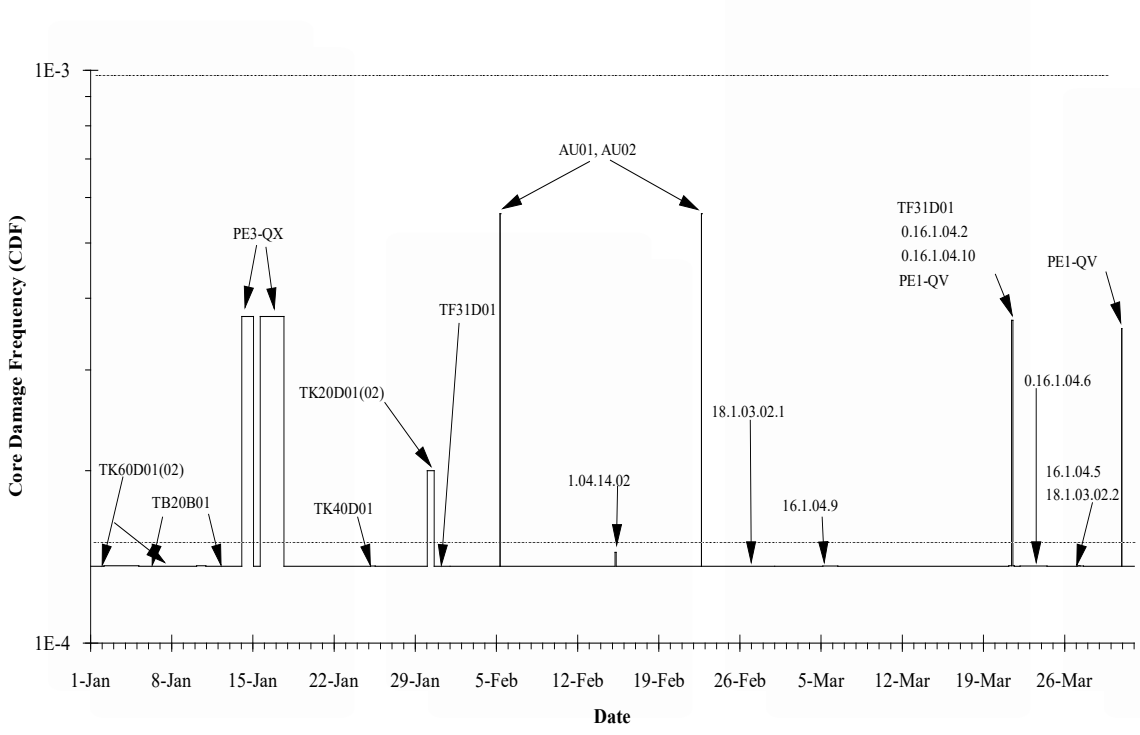
Risk monitor v JE Dukovany



CC BY SA

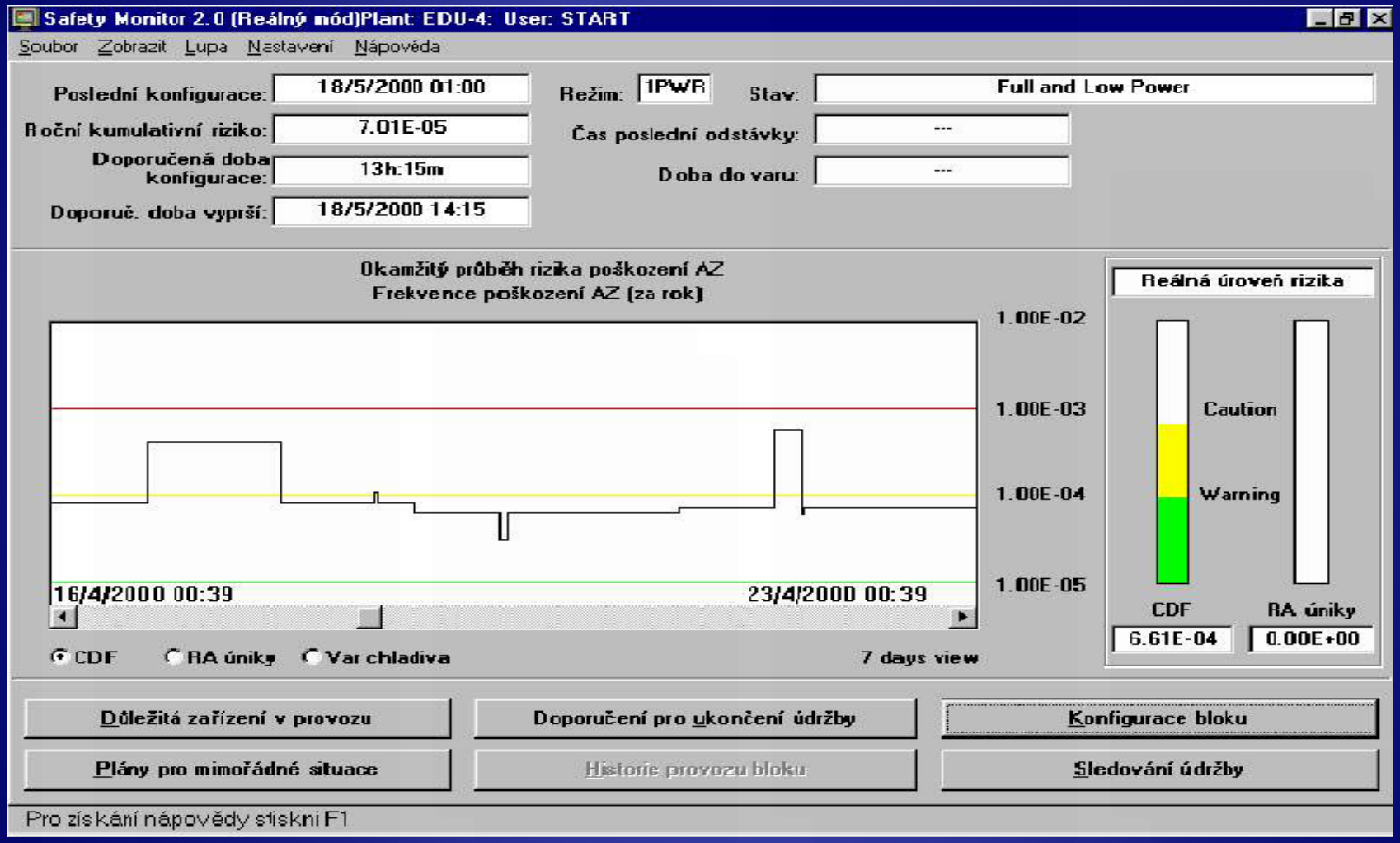
Zkušenosti s Risk monitorem v JE Dukovany 1995-1997

Zkušenosti s Risk monitorem v JE Dukovany 1995-1997



CC BY SA

Risk monitor ™ v JE Dukovany



Pravděpodobnostní kritéria

- Maximální riziko – dle risk monitoru (červené pole)
- X -% limit pro prodloužení povolené doby odstavení (AOT) komponenty nebo systému (např. 25% limit, možné využití zejména u deterministicky stanovené AOT)
- Roční limit příspěvků rizika (LEAOT) z povolených dob odstavení (banka rizika) – např. 5*E-6

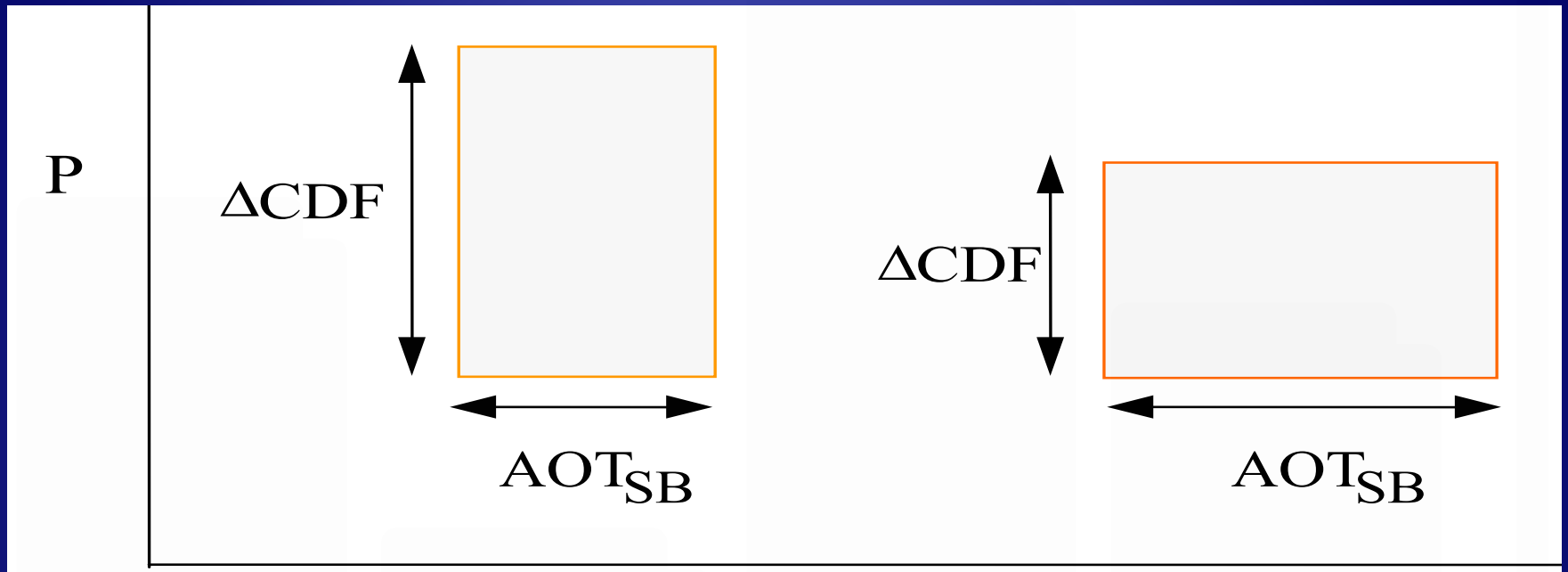
$$LEAOT = \sum_{i} \frac{CDF_i * EAOT_i}{8760}$$

- Pevný bezpečnostní limit na jednotlivý příspěvek rizika (vícenásobné vyřazení komponent) – např. 5*E-7

B (bezp.limit) = přírůstek CDF * AOT (bezp.stanovený v [hod.])

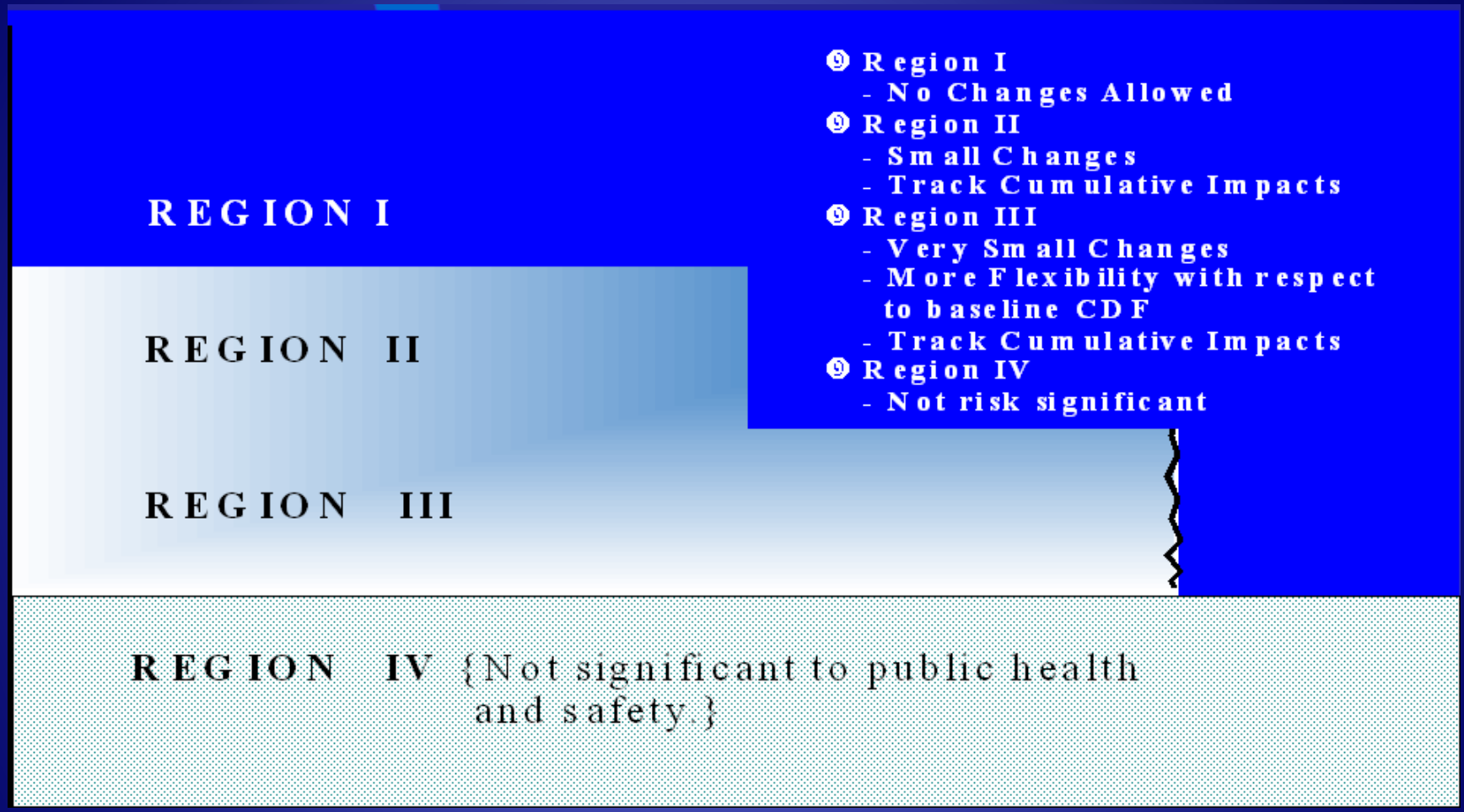
CC BY SA

Kritérium - pevný bezpečnostní limit



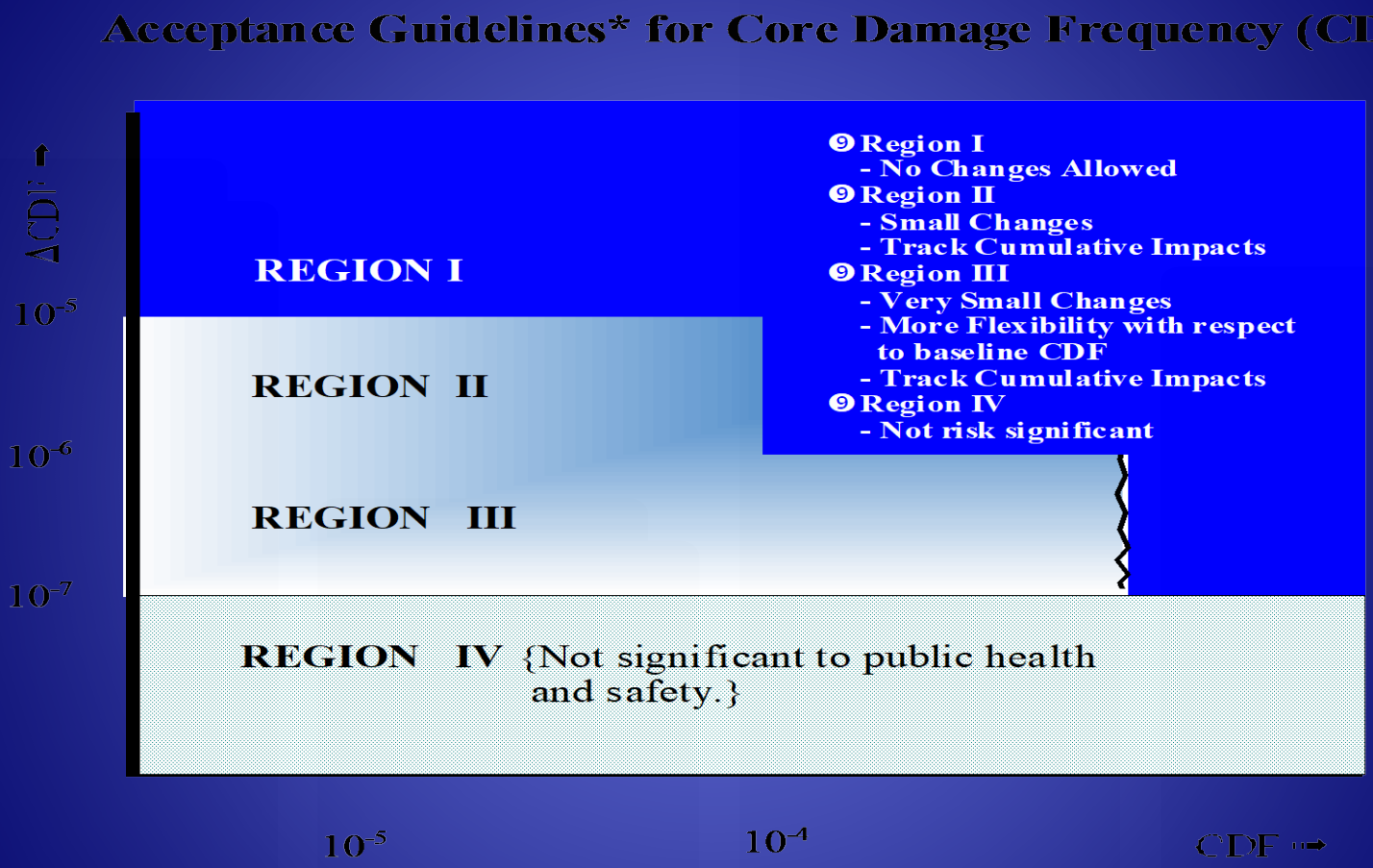
Pevný Bezpečnostní Limit (B) = Δ CDF * AOT$_{SB}$

CC BY SA


REGION I
REGION II
REGION III
REGION IV {Not significant to public health and safety.}
Region I
- No Changes Allowed
Region II
- Small Changes
- Track Cumulative Impacts
Region III
- Very Small Changes
- More Flexibility with respect to baseline CDF
- Track Cumulative Impacts
Region IV
- Not risk significant

CC BY SA

Americká kriteria přijatelnosti pro CDF



CC BY SA

Living PSA pro EDU

- **Living PSA musí modelovat skutečný stav bloku,** t.j. modifikace zařízení, změny předpisů a způsob provozování zařízení
- **Rozsah PSA je třeba periodicky doplňovat** a zpřesňovat na základě nových analýz (např. doplnění analýz nízkovýkonových režimů a odstávky, připomínky mise IPERS)
- **Sběr** specifických **dat** na JE **umožňuje zpřesňovat výsledky**
- **Pravidelná aktualizace PSA** - roční cykly

CC BY SA

Aplikace PSA ve světě (NRC) (1)

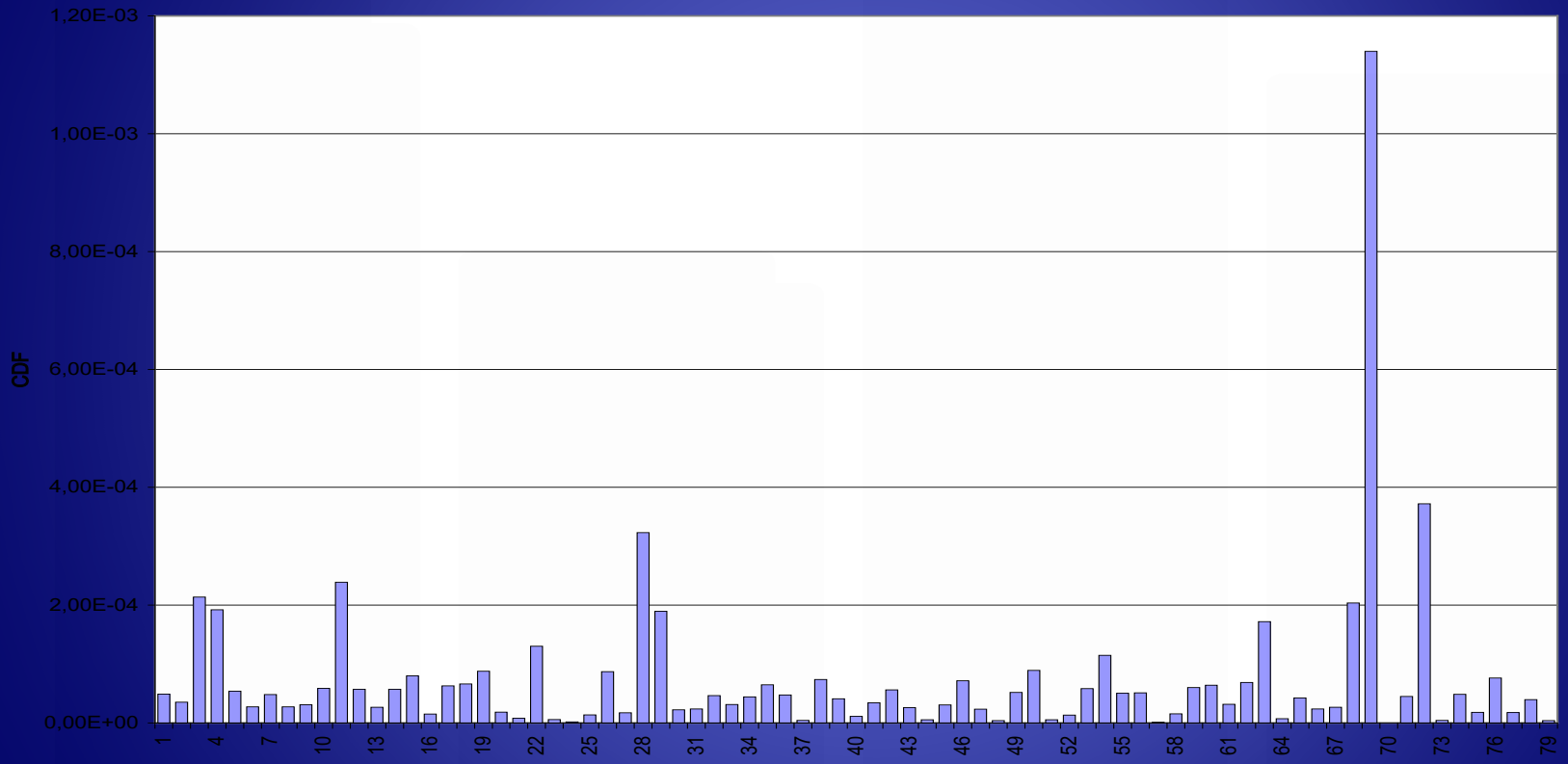
Změna přístupu NRC k hodnocení bezpečnosti provozu JE od 1.1.2000

- **Deterministický přístup hodnocení SALP** (Safety Assessment of Licence Performance) a systém jednání řídících pracovníků dozoru a elektráren SMM (Senior Management Meetings) – hodnocení třístupňovou stupnicí **byl nahrazen novým systémem.**
- **Nový přístup vyžívá výsledku PSA** a srovnává hodnoty vybraných indikátorů a výsledků inspekcí se stanovenými hodnotami (result-based)

SALP↔12 – 24 měsíců*Nový systém ↔ čtvrtletně**

CC BY SA

Výsledky PSA analýz amerického programu IPE



CC BY SA

Mezinárodní doporučení

INSAG-12
(revidovaný 75-INSAG-3, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, A Report of the International Safety Advisory Group, IAEA Vienna 1999).

Cílem technické bezpečnosti pro havárie by měla být havarijní prevence, management (řízení) a omezující opatření prováděné takovým způsobem, ***aby celkové riziko bylo velmi malé a žádná havarijní sekvence, ať už s malou nebo velkou pravděpodobností, nepřispívala k riziku nadměrně ve srovnání s jinými sekvencemi.***

CC BY SA

Strategie státního dozoru v oblasti pravděpodobnostního hodnocení bezpečnosti (1)

Strategie SÚJB je zpracována v souladu s působností Státního úřadu pro jadernou bezpečnost, který dle §3, odst.2a a odst.2e Atomového zákona ***vykonává státní dozor nad jadernou bezpečností*** **a** ***schvaluje dokumentaci, programy, seznamy, limity a podmínky***.

Pravděpodobnostní hodnocení bezpečnosti (PSA) hraje důležitou roli i v souvislosti s působností SÚJB danou §3, odst.2g Atomového zákona, dle kterého SÚJB ***stanovuje zónu havarijního plánování, případně její další členění a schvaluje vymezení kontrolovaného pásma***.

CC BY SA

Strategie státního dozoru v oblasti pravděpodobnostního hodnocení bezpečnosti (2)

Strategie vychází ze stávajícího stavu této problematiky a klade si za úkol stanovit způsob, priority a rozsah aktivit a dále časové rozmezí a lidské zdroje pro její další rozvoj v rámci kompetencí a iniciativ státního dozoru nad jadernou bezpečností.

CC BY SA

Zásady strategie PSA (1)

- PSA – podpora deterministického hodnocení
- Rozvoj PSA v úrovni první, druhé a třetí (vybrané dílčí analýzy)
- PSA – nedílná součást bezpečnostních analýz a periodického hodnocení bezpečnosti.
- Pravidelné revize PSA analýz jaderných zařízení s JR
- Možnosti uplatnění PSA u všech jaderných zařízení a při přepravách a skladování

CC BY SA

Zásady strategie PSA (2)

- Nepředpokládá se stanovení kvantitativních kritérií (respektování doporučených kritérií MAAE, EU, OECD, mezinárodních dohod aj.)
- Jednotný postup a metodika provádění PSA
- Vytváření podmínek pro vývoj PSA (V&V, zakázky, projekty, programy, mise aj.)
- Mezinárodní spolupráce v PSA (dozorné orgány)
- Neočekává se, že SÚJB vytvoří samostatný tým pro revize PSA v plném rozsahu (širší tým specialistů orientující se v PSA, dozor a kontrola provádění aplikací)

CC BY SA

Zásady strategie PSA (3)

- Provedení revizí PSA studií
  (IPSART - MAAE, vybraní experti, zahraniční dozorné orgány)
- Uplatnění PSA v hodnotící, inspekční a povolovací činnosti (směrem k RiDM)
- Rozvoj možných aplikací PSA
- Využívání risk monitoru
  (povolování výjimek z LaP, variantní hodnocení rizika při různých konfiguracích, příp. hodnocení poruchových stavů dlouhodobé monitorování ukazatelů rizika)
- Součinnost PSA s vývojem LaP
  (rizikově orientované, dostatečně konzervativní)

CC BY SA

Zásady strategie PSA (4)

- Podpora aktivity držitelů povolení při využívání aplikací PSA (údržba, stárnutí, priority aj.), návrhy opatření, implementace změn ke zvýšení jaderné bezpečnosti
- Aktivita v informační a osvětové činnosti o PSA (veřejnost a orgány státní správy)
- SÚJB zpracuje plán prací v oblasti PSA, který bude variabilním, „živým“ dokumentem, sloužícím v průběhu tří termínovaných období, dlouhodobého (> 4 roky) střednědobého (> 1 rok) a krátkodobého horizontu.

CC BY SA

Návrh na změnu vyhlášky SUJB č.195/1999

§2

Pro účely této vyhlášky se rozumí

o) deterministickou metodou metodu, která užitím analýz předvídá průběh událostí a jejich následků, ukazuje odezvu jaderného zařízení a jeho bezpečnostních a ochranných systémů a splnění bezpečnostních cílů.

p) pravděpodobnostní metodou metodu, která komplexně a strukturálně oceňuje pravděpodobnost vzniku poruchových scénářů a jejich následků.

§3

Ochrana do hloubky **a její ověření**

(1) Jaderná bezpečnost jaderného zařízení …

(2) Pro ověřování jaderné bezpečnosti jaderného zařízení se musí používat metod podle dosažené úrovně vědy a techniky.

(3) Deterministickými metodami se ověřují projektové nehody, havarijní podmínky a události, které mohou nepříznivě ovlivnit bezpečnost jaderného zařízení.

(4) Pravděpodobnostní metody se užívají k ocenění rizika vztahujícího se k projektovému řešení i provozu jaderného zařízení.

CC BY SA

Závěry Strategie PSA

SÚJB bude pravděpodobnostní analýzy pro jaderná zařízení diferencovaně vyžadovat, bude využívat jejich výsledků pro zvyšování jaderné bezpečnosti a bude podporovat jejich rozvoj. Výsledky analýz by ve většině případů měly sloužit jako podpora, příp. součást deterministických analýz a v oprávněných případech i pro bezpečnostní rozhodnutí na základě rizika.

CC BY SA

CPQRA I.

Guidelines for Chemical Process Quantitative Risk Analysis (2nd Edition)

Center for Chemical Process Safety © 2000

Center for Chemical Process Safety/AIChE

- Description: This Guidelines offers a cogent, well-illustrated approach to completing and applying quantitative risk-analysis techniques to study, measure, and moderate the magnitude of acute risks of a chemical process.

CC BY SA

CPQRA II.

Table of Contents
Content Results
- Front Matter
- Preface
- Preface to the First Edition
- Management Overview
- Organization of the Guidelines
- Acronyms
- Table of Contents

1. Chemical Process Quantitative Risk Analysis
2. Consequence Analysis

Calculation Examples and Solutions

3. Event Probability and Failure Frequency Analysis
4. Measurement, Calculation, and Presentation of Risk Estimates
5. Creation of CPQRA Data Base
6. Special Topics and Other Techniques
7. CPQRA Application Examples
8. Case Studies
9. Future Developments

Appendices
- Conversion Factors
- Glossary
- Index

CPQRA III.

QUANTITATIVE RISK ASSESSMENT (QRA)

M.J.Borysiewicz, M.A.Borysiewicz, I.Garanty, A.Kozubal

CoE MANHAZ, Institute of Atomic Energy

CC BY SA

Děkuji za pozornost



Ing. Josef Dušek, CSc.
ÚJV Řež a.s.
Tel: (+420) 266 172 452
E-mail: dus@ujv.cz

OPPA PRAHA PRAGUE PRAGA
EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti

CC BY SA

VŠCHT PRAHA

EVROPSKÁ UNIE
Evropské strukturální a investiční fondy
Operační program Výzkum, vývoj a vzdělávání

MINISTERSTVO ŠKOLSTVÍ, MLÁDEŽE A TĚLOVÝCHOVY

12. Hodnocení poruch a nehod na jaderných zařízeních

Bezpečnost a spolehlivost v energetice a průmyslu - M216019

Josef Dušek

Dílo podléhá licenci Creative Commons 4.0 Česko
Uveďte původ - Zachovejte licenci

Obsah přednášky

- PRIS
- WANO
- IRS
- Nezávislé hodnocení poruch (ASSET)
- INES
- Nehoda na JE PAKŠ
- Rozbory a hodnocení poruch (zastavení HO)
- Nehoda Fukushima

CC BY SA

PRIS I.

PRIS (Power Reactor Information System) je systém MAAE, který byl vytvořen v r.1980 na základě sběru dat a publikací MAAE datech o světových jaderných elektrárnách od r.1970, jako počítačový systém k usnadnění analýz provozu JE

- Od té doby byl PRIS průběžně obnovován a zlepšován, takže dnes obsahuje nejúplnější databanku světových JE.
- PRIS zahrnuje dva druhy dat: obecné a projektové informace o energetických jaderných reaktorech a informace o jejich provozních zkušenostech
- Obecné a projektové informace PRIS pokrývají všechny reaktory které jsou v provozu, ve výstavbě či v likvidaci v členských státech MAAE, v Číně a na Tchajwanu. Stejný rozsah mají i data o provozních zkušenostech provozovaných reaktorů a historická data o odstavených reaktorech
- V těchto oblastech je považován PRIS za nejkompletnější a nejsměrodatnější zdroj statistických dat

CC BY SA

PRIS II.

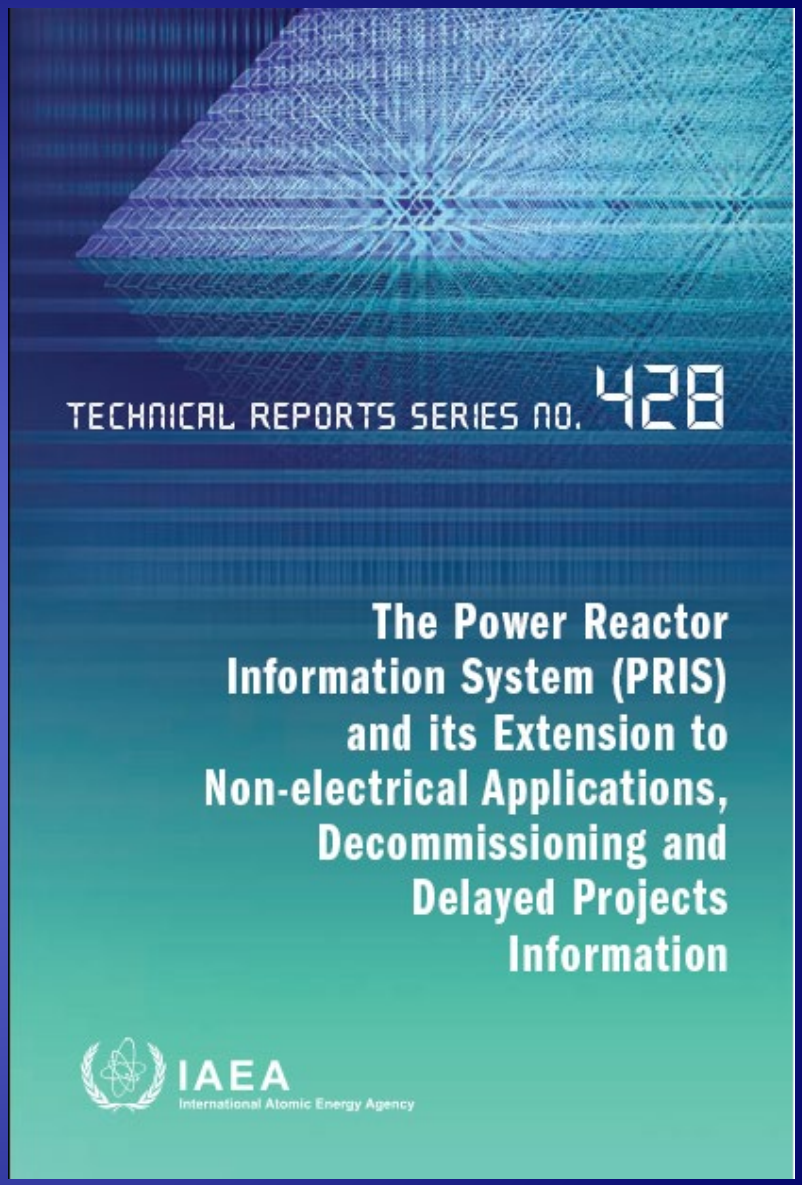
- PRIS umožňuje snadno najít jednotlivé JE a jejich hlavní charakteristiky, určit stav vývoje a trendy jaderné energetiky ve světě, v oblasti nebo v jednotlivé zemi.
- MAAE shromáždilo informace i o dodatečných technických charakteristikách. Pokrývají např. otázky spojené se způsobem provozování elektráren, bezpečnostními charakteristikami, bezpečnostními opatřeními, existencí bezpečnostních zpráv a havarijních plánů a o okolí elektrárny.
- Pro posouzení elektráren jsou používány ukazatele. PRIS poskytuje informace o faktorech pohotovosti a nepohotovosti, zatížení (load factor), plánované nepohotovosti a neplánované nepohotovosti z důvodu poruch v JE či vnějších příčin.
- Analýza výpadků JE poskytuje údaje o příčinách nepohotovosti JE. Statistické analýzy, stejně jako studium jednotlivých bloků nebo JE, mohou poskytnout údaje o problémových oblastech, o nápravných opatřeních a o opatřeních, která mohou být použita pro zlepšení provozu.

CC BY SA

PRIS III.

Podrobnější informace
o systému PRIS lze nalézt
v publikaci IAEA z r. 2005

http://www-pub.iaea.org/MTCD/
publications/PDF/TRS428_web.pdf



CC BY SA

PRIS IV.

http://www.iaea.org/programmes/a2/

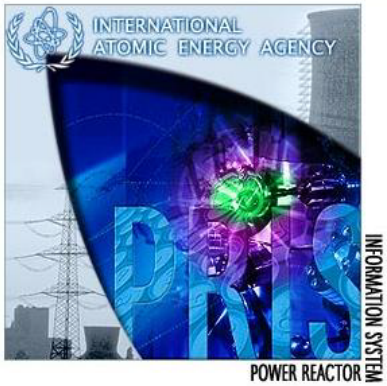
IAEA PRIS

WHAT IS PRIS
PUBLICATIONS
SERVICES
HOW TO ORDER
PRIS PC SOFTWARE

NUCLEAR POWER PLANT INFO
WORLD SUMMARY
REACTOR DETAILS
Select Country
Czech Republic
Sorting Order
alphabetically
SEARCH
(*) Information on nuclear power plants in Taiwan, China can be provided on request.

Registered Users

POWER REACTOR INFORMATION SYSTEM



LATEST NEWS RELATED TO PRIS AND THE STATUS OF NUCLEAR POWER PLANTS

Current status of the nuclear industry:

- **441 nuclear power reactors in operation** with a total net installed capacity of 374.690 GW(e)
- **5 nuclear power reactors in long term shutdown**
- **62 nuclear power reactors under construction**

2010 Highlights:

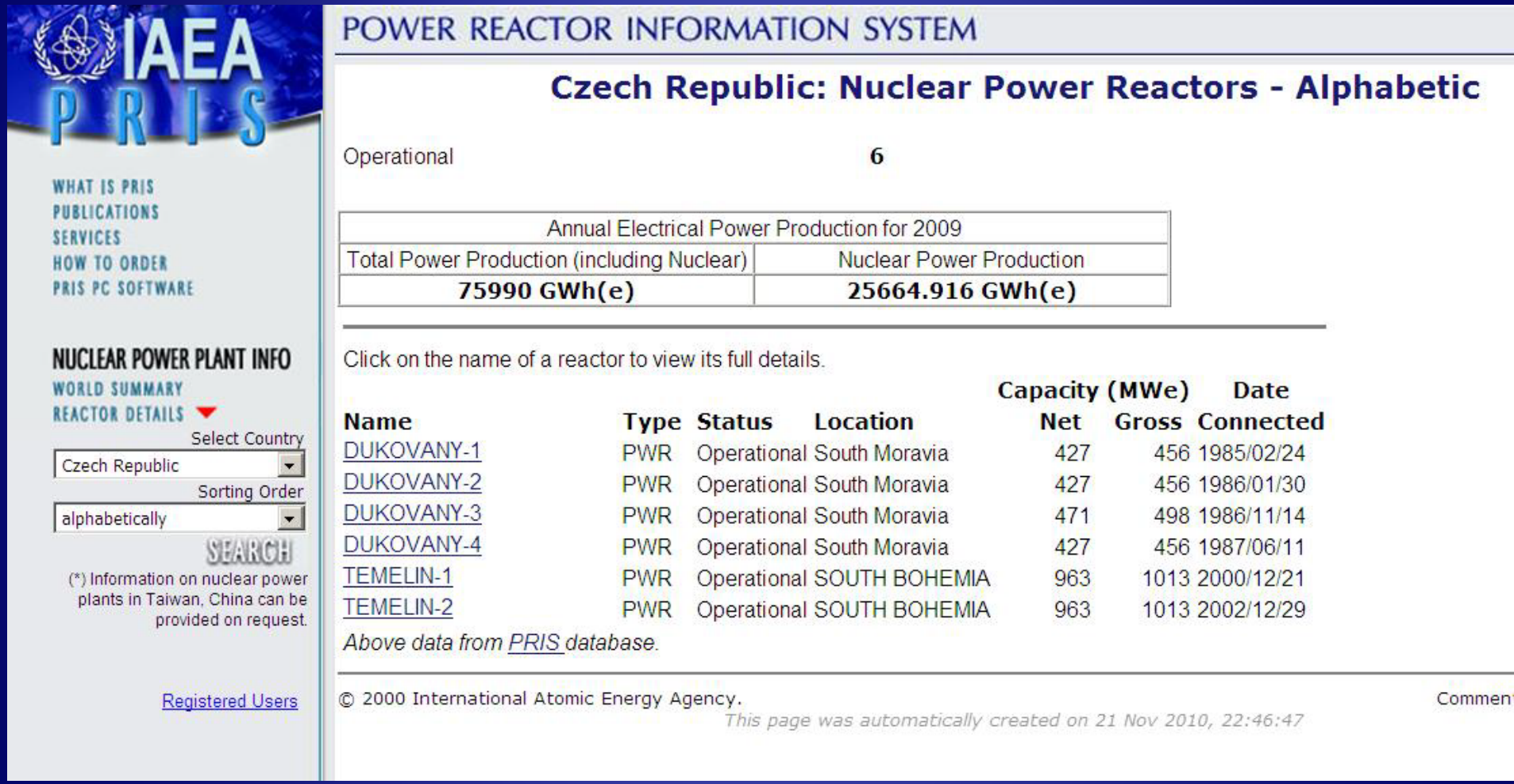
- New connection to the grid:
  - **Rostov 2** (950 MW(e), PWR-VVER, Russia) - first grid connection on 18 March
    Note: Rostov is a new official name of Volgodonsk reactor units.
  - **Rajasthan 6** (202 MW(e), PHWR, India) - first grid connection on 28 March
  - **Lingao 3** (1000 MW(e), PWR, China) - first grid connection on 15 July
  - **Qinshan 2-3** (610 MW(e), PWR, China) - first grid connection on 1 August
  - **Shin Kori 1** (960 MW(e), PWR, S. Korea) - first grid connection on 4 August
- Final shutdowns:
  - **Phenix** (130 MW(e), FBR, France) was officially closed on 1 February
- Construction initiation:
  - **Ningde 3** (1000 MW(e), PWR, China) - construction officially started on 8 January
  - **Taishan 2** (1700 MW(e), PWR-EPR, China) - construction officially started on 15 April
  - **Leningrad 2-2** (1085 MW(e), PWR-VVER, Russia) - construction officially started on 15 April
  - **Changjiang 1** (610 MW(e), PWR, China) - construction officially started on 25 April
  - **Ohma** (1325 MW(e), ABWR, Japan) - construction officially started on 7 May
  - **Angra 3** (1245 MW(e), PWR, Brazil) - construction officially started on 1 June
  - **Rostov 4** (1011 MW(e), PWR-VVER, Russia) - construction officially started on 16 June
  - **Haiyang 2** (1000 MW(e), PWR-AP1000, China) - construction officially started on 21 June
  - **Fangchenggang 1** (1000 MW(e), PWR, China) - construction officially started on 30 July
  - **Ningde 4** (1000 MW(e), PWR, China) - construction officially started on 29 September
  - **Yangjiang 3** (1000 MW(e), PWR, China) - construction officially started on 15 November

Changes of NPP status during 2009:

Hotovo | Internet | 100%

CC BY SA

PRIS V.



IAEA PRIS

WHAT IS PRIS
PUBLICATIONS
SERVICES
HOW TO ORDER
PRIS PC SOFTWARE

NUCLEAR POWER PLANT INFO
WORLD SUMMARY
REACTOR DETAILS

Select Country: Czech Republic
Sorting Order: alphabetically
SEARCH

(*) Information on nuclear power plants in Taiwan, China can be provided on request.

Registered Users

POWER REACTOR INFORMATION SYSTEM

Czech Republic: Nuclear Power Reactors - Alphabetic

Operational 6

Annual Electrical Power Production for 2009	
Total Power Production (including Nuclear)	Nuclear Power Production
75990 GWh(e)	**25664.916 GWh(e)**

Click on the name of a reactor to view its full details.

Name	Type	Status	Location	Capacity (MWe) Net	Gross	Date Connected
DUKOVANY-1	PWR	Operational	South Moravia	427	456	1985/02/24
DUKOVANY-2	PWR	Operational	South Moravia	427	456	1986/01/30
DUKOVANY-3	PWR	Operational	South Moravia	471	498	1986/11/14
DUKOVANY-4	PWR	Operational	South Moravia	427	456	1987/06/11
TEMELIN-1	PWR	Operational	SOUTH BOHEMIA	963	1013	2000/12/21
TEMELIN-2	PWR	Operational	SOUTH BOHEMIA	963	1013	2002/12/29

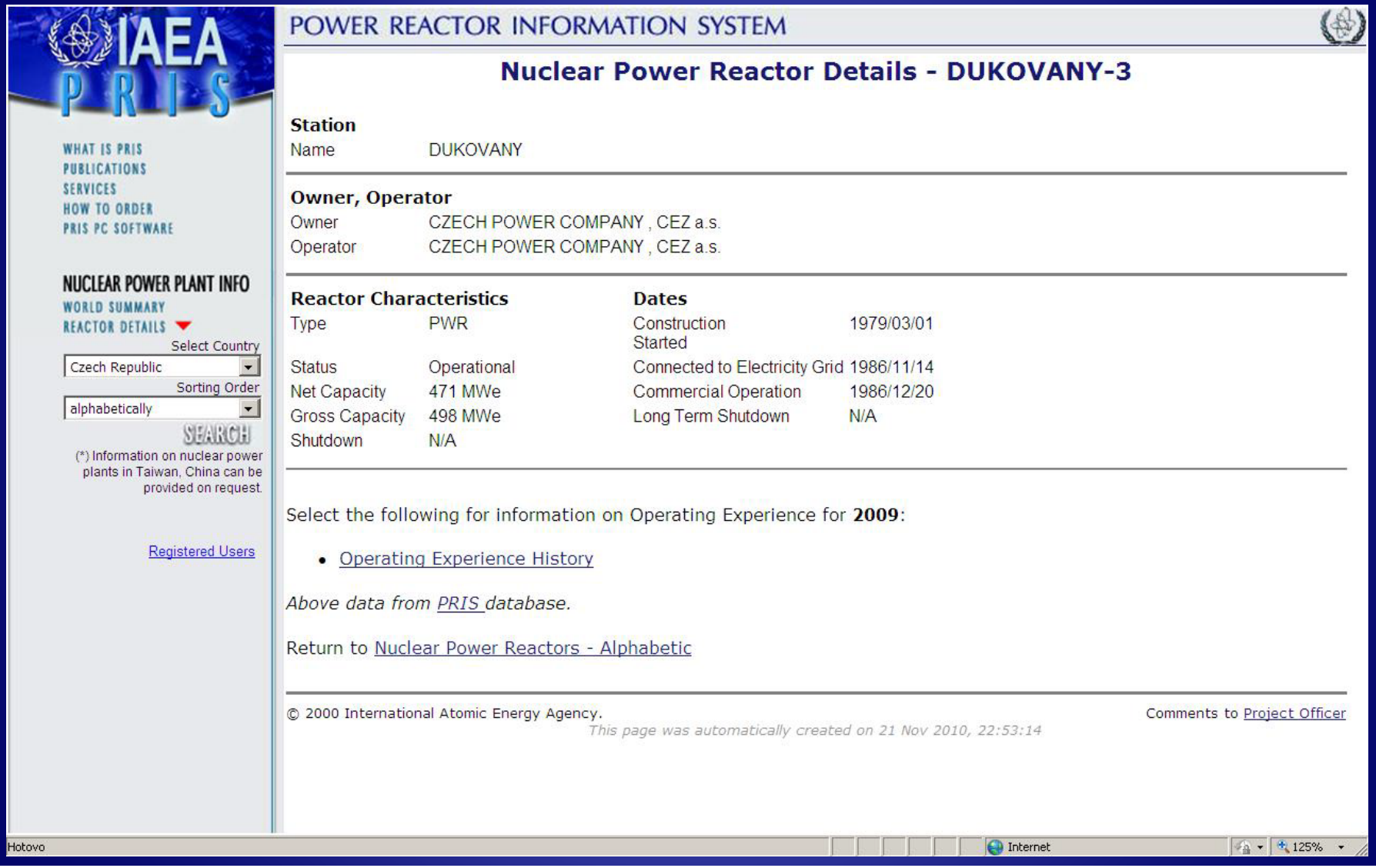
Above data from PRIS database.

© 2000 International Atomic Energy Agency.

Commen

This page was automatically created on 21 Nov 2010, 22:46:47

PRIS VI.



IAEA PRIS

WHAT IS PRIS
PUBLICATIONS
SERVICES
HOW TO ORDER
PRIS PC SOFTWARE

NUCLEAR POWER PLANT INFO
WORLD SUMMARY
REACTOR DETAILS
Select Country
Czech Republic
Sorting Order
alphabetically
SEARCH
(*) Information on nuclear power plants in Taiwan, China can be provided on request.

Registered Users

POWER REACTOR INFORMATION SYSTEM

Nuclear Power Reactor Details - DUKOVANY-3

Station

Name	DUKOVANY

Owner, Operator

Owner	CZECH POWER COMPANY , CEZ a.s.
Operator	CZECH POWER COMPANY , CEZ a.s.

Reactor Characteristics

Type	PWR
Status	Operational
Net Capacity	471 MWe
Gross Capacity	498 MWe
Shutdown	N/A

Dates

Construction Started	1979/03/01
Connected to Electricity Grid	1986/11/14
Commercial Operation	1986/12/20
Long Term Shutdown	N/A

Select the following for information on Operating Experience for **2009**:

- Operating Experience History

Above data from PRIS database.

Return to Nuclear Power Reactors - Alphabetic

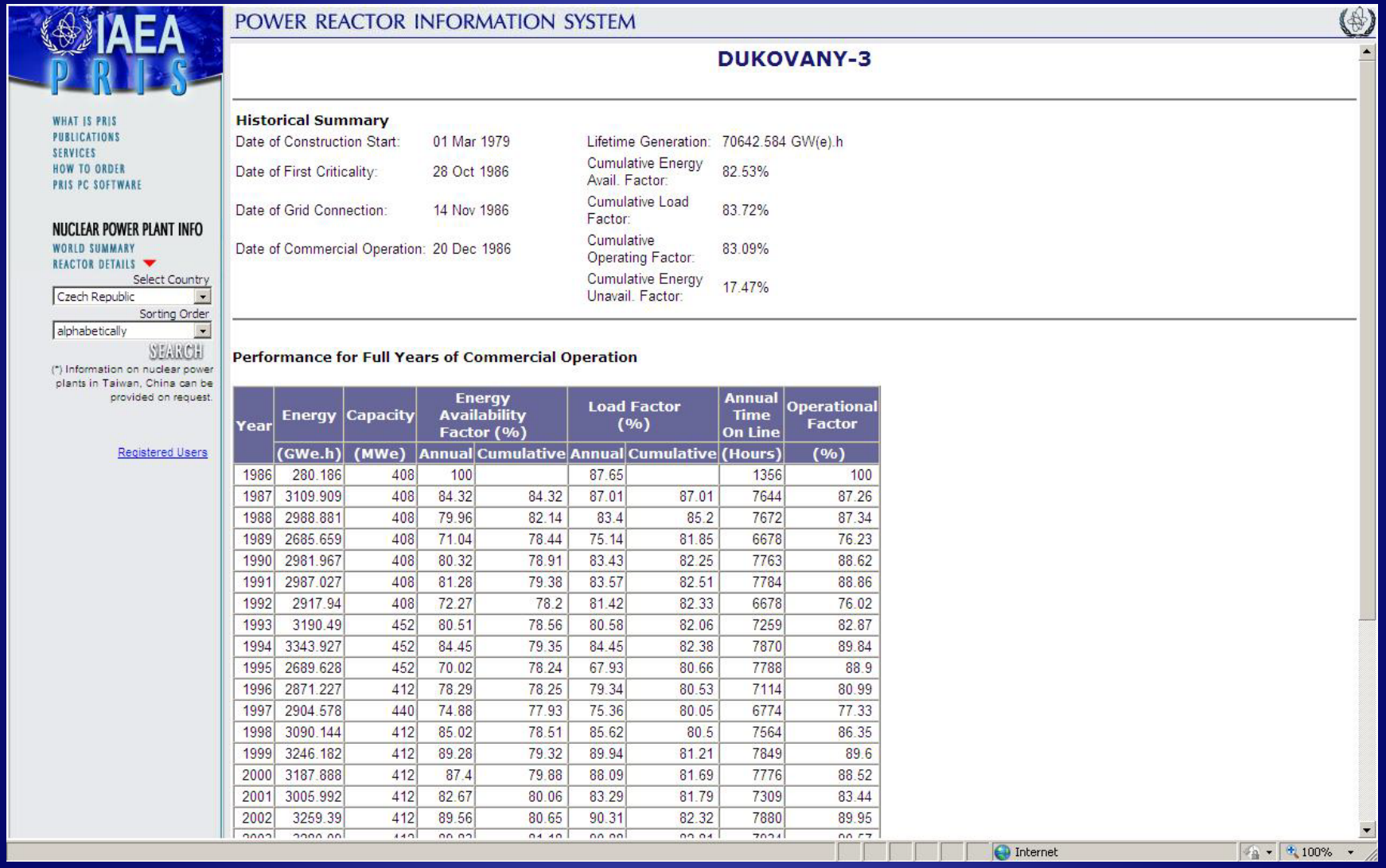
© 2000 International Atomic Energy Agency.

Comments to Project Officer

This page was automatically created on 21 Nov 2010, 22:53:14

Hotovo | Internet | 125%

PRIS VII.



IAEA PRIS

WHAT IS PRIS
PUBLICATIONS
SERVICES
HOW TO ORDER
PRIS PC SOFTWARE

NUCLEAR POWER PLANT INFO
WORLD SUMMARY
REACTOR DETAILS
Select Country
Czech Republic
Sorting Order
alphabetically
SEARCH
(*) Information on nuclear power plants in Taiwan, China can be provided on request.

Registered Users

POWER REACTOR INFORMATION SYSTEM

DUKOVANY-3

Historical Summary

Date of Construction Start:	01 Mar 1979	Lifetime Generation:	70642.584 GW(e).h
Date of First Criticality:	28 Oct 1986	Cumulative Energy Avail. Factor:	82.53%
Date of Grid Connection:	14 Nov 1986	Cumulative Load Factor:	83.72%
Date of Commercial Operation:	20 Dec 1986	Cumulative Operating Factor:	83.09%
		Cumulative Energy Unavail. Factor:	17.47%

Performance for Full Years of Commercial Operation

Year	Energy	Capacity	Energy Availability Factor (%)		Load Factor (%)		Annual Time On Line	Operational Factor
	(GWe.h)	(MWe)	Annual	Cumulative	Annual	Cumulative	(Hours)	(%)
1986	280.186	408	100		87.65		1356	100
1987	3109.909	408	84.32	84.32	87.01	87.01	7644	87.26
1988	2988.881	408	79.96	82.14	83.4	85.2	7672	87.34
1989	2685.659	408	71.04	78.44	75.14	81.85	6678	76.23
1990	2981.967	408	80.32	78.91	83.43	82.25	7763	88.62
1991	2987.027	408	81.28	79.38	83.57	82.51	7784	88.86
1992	2917.94	408	72.27	78.2	81.42	82.33	6678	76.02
1993	3190.49	452	80.51	78.56	80.58	82.06	7259	82.87
1994	3343.927	452	84.45	79.35	84.45	82.38	7870	89.84
1995	2689.628	452	70.02	78.24	67.93	80.66	7788	88.9
1996	2871.227	412	78.29	78.25	79.34	80.53	7114	80.99
1997	2904.578	440	74.88	77.93	75.36	80.05	6774	77.33
1998	3090.144	412	85.02	78.51	85.62	80.5	7564	86.35
1999	3246.182	412	89.28	79.32	89.94	81.21	7849	89.6
2000	3187.888	412	87.4	79.88	88.09	81.69	7776	88.52
2001	3005.992	412	82.67	80.06	83.29	81.79	7309	83.44
2002	3259.39	412	89.56	80.65	90.31	82.32	7880	89.95

Internet 100%

CC BY SA

PRIS VIII.

IAEA PRIS

WHAT IS PRIS
PUBLICATIONS
SERVICES
HOW TO ORDER
PRIS PC SOFTWARE

NUCLEAR POWER PLANT INFO
WORLD SUMMARY
REACTOR DETAILS
Select Country
Czech Republic
Sorting Order
alphabetically
SEARCH
(*) Information on nuclear power plants in Taiwan, China can be provided on request.

Registered Users

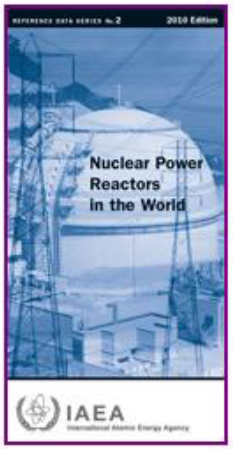
POWER REACTOR INFORMATION SYSTEM

PUBLICATIONS

The PRIS database is used to produce two annual IAEA publications:

- **Operating Experience with Nuclear Power Plants in Member States, published since 1970.**
- **Nuclear Power Reactors in the World, Reference Data Series No.2, published since 1981.**





PRIS is also used to provide material for other IAEA publications.

Where to Order IAEA Publications

© 2000 International Atomic Energy Agency. Comments to Project Officer
This page was automatically created on 21 Nov 2010, 23:07:33 .

WANO I.

WANO (World Association of Nuclear Operators)
je mezinárodní organizace (asociace) provozovatelů jaderných elektráren, která vznikla jako reakce „jaderné komunity“ a průmyslu na havárii jaderné elektrárny v Černobylu v r.1989 v zájmu jaderné bezpečnosti.

Cílem WANO je především vzájemná výměna informací a zkušeností, která pomáhá zvyšovat úroveň všech jaderných elektráren ve světě.

Ve dnech 1.- 2.února 2010 se konalo v New Delhi, v Indii, Bienále WANO za účasti více než 390 delegátů ze všech kontinentů. Bylo zde také oznámeno, že bylo dosaženo závazku z minulých let, tzn. že na všech komerčně provozovaných JE na světě (440 z provozovaných bloků) proběhly WANO Peer Review.

CC BY SA

WANO II.



LONDON	ATLANTA	MOSCOW	PARIS	TOKYO
WANO London, Cavendish Court, 11 - 15 Wigmore Street, London W1U 1PF, United Kingdom Telephone: +44 (0)20 7478 9200	Atlanta Centre, 700 Galleria Parkway S.E., Suite 100, Atlanta, GA 30339-5943, USA Telephone: +1 770 644 8602	Moscow Centre, Ferganskaya 25, Moscow, 109507, Russia Telephone: +7 495 376 1587	Paris Centre, 8 Rue Blaise Pascal, 92200 Neuilly-sur-Seine, France Telephone: +33 1 46 40 35 55	Tokyo Centre, 2-11-1 Iwado-kita, Komae-shi, Tokyo, 201-8511, Japan Telephone: +81 (0)3 3480 4809

CC BY SA

WANO III.

- WANO spojuje všechny společnosti a státy na světě, které provozují komerční jaderné elektrárny k dosažení nejvyšší možné úrovně jaderné bezpečnosti.
- WANO byla založena v Londýně s regionálními centry v Moskvě, Atlantě, Tokiu a Paříži.
- WANO není vázáno politickými bariérami a zájmy. Existuje čistě na principu vzájemné pomoci členů dosáhnout nejvyšší úrovně provozní bezpečnosti a spolehlivosti.
- Tohoto cíle se snaží dosáhnout pomocí tzv. „peer review“ (odborné posouzení skupinou odborníků), technickou podporou a přístupem do celosvětové knihovny provozních zkušeností.

CC BY SA

WANO IV.

Regional Centres



LONDON

WANO London,
Cavendish Court,
11 - 15 Wigmore
Street,
London W1U 1PF,
United Kingdom



ATLANTA

Atlanta Centre,
700 Galleria
Parkway S.E.,
Suite 100,
Atlanta,
GA 30339-5943,
USA



MOSCOW

Moscow Centre,
Ferganskaya 25,
Moscow,
109507,
Russia



PARIS

Paris Centre,
8 Rue Blaise
Pascal,
92200 Neuilly-sur-
Seine,
France



TOKYO

Tokyo Centre,
2-11-1 Iwado-kita,
Komae-shi,
Tokyo,
201-8511,
Japan

© WANO 1989-2010

WANO V.

Členové WANO podávají zprávy přes zajištěné WEB stránky, s jejichž pomocí sdílejí zkušenosti a poznatky k poučení (tzv. „lessons learned“).

Tým WANO (Operating Experience Central Team) reviduje všechny zprávy všech členů a připravuje zprávy:

- o významných provozních zkušenostech (Significant Operating Experience Reports - SOERs)
- nebo zprávy o významných provozních událostech (Significant Event Reports - SERs)
- a „okamžitá sdělení“ (Just-in-Time briefings) týkající se důležitých to address important topics.

CC BY SA

WANO VI.

WANO nabízí svým členům vysoce kvalitní produkty a služby prostřednictvím čtyř programů:

1. Peer Review (přezkoumání a zhodnocení) s cílem porovnat jejich provoz s dokonalými standardy pomocí „hloubkových“, objektivních revizí (review) jejich provozu týmem nezávislým na jejich zařízení
2. Provozní zkušenosti umožňují členům poučení ze zkušeností jiných zařízení a varovat je před událostmi, které se vyskytly a a umožnit jim bránit se proti podobným událostem
3. Technická podpora a výměna ze čtyř rozdílných aktivit: návody a „dobrá praxe“ ; výměny mezi provozovateli; provozní indikátory a mise technické podpory
4. Kvalifikovaný a technický vývoj užívá různé způsoby pro „informační výměnné fórum“ členů WANO ke zvýšení jejich odborných znalostí a dovedností. Specifické aktivity zahrnují workshopy, konference, semináře, expertní mítingy and výcvikové kursy

CC BY SA

EDU-WANO Peer Review I.

Z tisku:

„……Tato mise“ odborníků z WANO „World Association of Nuclear Operators-Světové organizace jaderných provozovatelů“ přijede do lokality Dukovan 2.6.2007. Svou kontrolní činnost zahájí v pondělí 4.6. a ukončí v pátek 15.6. Misi provádí 18 odborníků z 11 různých zemí. Většina z nich pracuje v jaderných elektrárnách, takže kontrolovanou problematiku velmi dobře znají z vlastní práce. Mise se nazývá WANO Peer Review (přátelská prověrka WANO - WPR)“

„Mise provede „Preventivní šetření“, osmi důležitých procesů v jaderné elektrárně. Laicky to znamená, že během 14 dní „prošmejdí“ elektrárnu a najde nedostatky - nálezy, na které poukáže ale i konkrétní přednosti elektrárny – dobré praxe, které zveřejní jako příklady hodné pro následování ostatními členy WANO.“

CC BY SA

EDU-WANO Peer Review II.

Z tisku:

„Princip přátelské prověrky, jak by se dal anglický název mise přeložit, mezi jinak konkurenčními elektrárnami je mezi jinými činnostmi v hospodářské a společenské sféře i samosprávě ojedinělý. Je výslednicí celosvětového vnímání jaderné energetiky. Bezpečnostní problémy jedné elektrárny mají vliv na vnímání ostatních elektráren občanskou veřejností. Po černobylské havárii se proto dohodli provozovatelé všech jaderných elektráren, že se minimálně 1x za 6 let dobrovolně podrobí kontrolní misi WANO a 1x za 3 roky jiné nezávislé kontrole bezpečnosti provozu. Tím je vytvořen systém zpětné vazby a systematické hodnocení bezpečnosti provozu. O provedení mise požádala Jaderná elektrárna Dukovany příslušné regionální centrum (pro Českou republiku WANO -Moscow-Centre) již v roce 2005. I když si organizace WANO nemůže vynutit žádné změny v kontrolované elektrárně, vytváří morální tlak na otevřené chování a soustavné zlepšování. Chce-li si elektrárna udržet svůj kredit, nálezy WANO respektuje a upraví své chování. Celosvětově pozitivní výsledek misí WANO spočívá v tom, že na jaderných elektrárnách nedošlo o zavedení misí k žádné vážné havárii Přesto, že k pravidlům mise WANO patří ze strany „inspektorů“ naprostá diskrétnost, podobně jako u lékaře o zdravotním stavu klienta, bude jaderná elektrárna o misi informovat.“

CC BY SA

IRS - International Reporting System.

Mezinárodní systém podávání zpráv o provozních zkušenostech (IRS - International Reporting System for Operating Experience) je mezinárodní systém, jehož prostřednictvím si třicet jedna zúčastněných zemí vyměňuje zkušenosti pro zlepšení bezpečnosti JE podáváním zpráv o neobvyklých událostech, důležitých z hlediska bezpečnosti.

Cílem IRS je zvýšit efektivitu při analýze a komunikaci o bezpečnostních provozních zkušenostech.

IRS je používán v rámci každé ze zúčastněných zemí pro organizace profesionálně zapojené do jaderného průmyslu, jako jsou: pracující v oblasti jaderné energie,
dozorné orgány, provozovatelé, personál jaderné elektrárny, technická podpora, prodejní společnosti (projektové firmy, inženýrské dodavatelské organizace, výrobci, atd.), výzkumná zařízení nebo technické univerzity

CC BY SA

IRS - International Reporting System II

Včasná zpětná vazba provozních zkušeností poskytuje informace o událostech užitečných při prevenci podobných událostí u jiných elektráren. Sdílená zkušenost je cenná při stanovení opatření, která mají být přijata ke zmírnění možných následků zjištěných nedostatků projektu nebo provozních nedostatků, které by mohly vést k nežádoucí události. Poučení může být rovněž začleněno do nových návrhů pro budoucí generace jaderných elektráren.

Od r. 2006 jsou zprávy přístupné prostřednictvím webu.
O přístupu k databázi IRS může rozhodnout pouze IRS národní koordinátor pro každou členskou zemi (zástupce dozorného orgánu).

Systém IRS zastřešuje MAAE společné s NEA (OECD)

CC BY SA

Nezávislé hodnocení poruch

Smysl sledování a rozboru provozních událostí tkví v získávání poznatků a v promítání získaných poznatků do dalšího provozu elektrárny tj. v uzavírání zpětné vazby provozních událostí.

Státní dozor se věnuje všem fázím této zpětné vazby.

Pro tyto účely využívá i zprávu nezávislého hodnotitele, která zahrnuje do hodnocení a rozboru celou oblast zpětné vazby provozních událostí v JE.

Jako podklady pro hodnocení a rozbory jednotlivých událostí byly používány především následující dokumenty:

Limity a Podmínky	**Základní provozní předpis JE**
INES Manual	**The International Nuclear Event Scale (INES) - User's Manual 2008 Edition, IAEA-INES-2008**
ASSET'91 Guidelines	**ASSET Guidelines - Revised 1991 Edition, IAEA-TECDOC-632**
Safety Series 93	**Systems for Reporting Unusual Events in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Series No. 93**
INSAG-4 Report	**Safety Culture, IAEA Safety Series No. 75-INSAG-4**

CC BY SA

Nezávislé hodnocení poruch II.

Má-li hodnocení provozních událostí účinně sloužit potřebám státního dozoru, je nezbytné, aby hodnotilo fungování celého systému zpětné vazby provozních událostí. Rozlišujeme následující fáze zpětné vazby provozních událostí:

- zachycení provozních událostí systémem zpětné vazby,
- popis událostí, rozlišení neshod podílejících se na událostech,
- klasifikace provozních událostí podle bezpečnostní významnosti, identifikace nejvýznamnějších událostí,
- identifikace účasti aspektů zvlášť důležitých z hlediska bezpečnosti,
- analýza a stanovení příčin provozních událostí,
- stanovení hodnot dalších třídících aspektů provozních událostí,
- stanovení nápravných opatření,
- sledování realizace nápravných opatření.

CC BY SA

Nezávislé hodnocení poruch
metodika ASSET

Metodika ASSET'91 Guidelines je určena pro systematickou identifikaci přímých a kořenových příčin neobvyklých událostí a pro určení účinných nápravných opatření.

Přímé příčiny udávají, proč k události došlo a kořenové příčiny určují, proč jí nebylo předem zabráněno.

Podle přístupu ASSET'91 Guidelines se jak v přímých, tak v kořenových příčinách uplatňují dvě složky - skryté (latentní) slabiny a přispěvatelé.

Přímá příčina události je ta latentní slabina, která byla předem přítomna v prvku, jenž za zhoršených okolností přestal konat svou funkci v souladu s očekáváním.

Kořenová příčina je nedostatek v dohlížecím programu elektrárny, který způsobil, že latentní slabina nebyla včas vyloučena (zjištěna a napravena).

CC BY SA

INES I.

Mezinárodní stupnice hodnocení závažnosti jaderných událostí (INES – The International Nuclear Event Scale) byla v roce 1990 zavedena mezinárodními experty tak, aby vyhovovala Mezinárodní agentuře pro jadernou energii (MAAE) a Agentuře pro jadernou energii Organizace pro ekonomickou spolupráci a rozvoj (OECD/NEA). Jejím cílem je komunikace o bezpečnostní významnosti událostí v jaderných zařízeních. Od té doby byla stupnice INES postupně rozšiřována tak, aby splňovala rostoucí potřebu komunikace o významnosti událostí, které vedou k radiačním rizikům.

S cílem přiblížit se lépe očekávání veřejnosti byla stupnice v r.1992 upřesněna a rozšířena tak, aby byla aplikovatelná i na události spojené s radioaktivními materiály a/nebo s radiací včetně přepravy radioaktivních materiálů. V r.2001 byla vydána revidovaná verze Uživatelského Manuálu INES, která ujasňuje použití stupnice INES a upřesňuje hodnocení událostí spojených přepravou a událostí, týkajících se palivového cyklu.

CC BY SA

INES II.

Nová edice Uživatelského Manuálu INES z r.2009 poskytuje v širší míře příklady a poznámky k pokračujícímu užití stupnice INES. Prezentuje kritéria pro hodnocení jakýchkoliv událostí spojených s radiací (i možných a skutečných následcích událostí s radiačními zdroji) a radioaktivními materiály včetně událostí spojených s přepravou.

Komunikační síť INES v současné době přijímá a šíří informace o událostech a jim příslušných hodnoceních dle stupnice INES všem národním koordinátorům INES (INES National Officers) ve více než šedesáti členských zemích MAAE.

Všechny zúčastněné státy v rámci INES si vytvořily vlastní interní sítě, které zajišťují, aby veškeré události byly pohotově hodnoceny a předávány uvnitř nebo vně těchto zemí.

CC BY SA

INES III.

Události jsou klasifikovány podle stupnice do sedmi Úrovní: Úrovně 4-7 se nazývají "havárie (accidents)" a Úrovně 1-3 "nehody (incident)". Události, které nejsou pro bezpečnost významné, jsou klasifikovány "Pod stupnicí / Úroveň 0". Události, které nemají z hlediska jaderné nebo radiační bezpečnosti žádný bezpečnostní význam nejsou dle stupnice klasifikovány

Pro komunikaci s veřejností o těchto událostech, byly každé Úrovni INES přiřazeny přesné zkrácené názvy. Dle rostoucí závažnosti, jsou to: 'anomálie', 'nehoda (incident)', 'vážný incident, 'havárie s místními následky', 'havárie s širším následky'[1], 'vážná havárie' a 'závažná havárie'.

[1] Např. uvolnění radioaktivních produktů ze zařízení, jehož pravděpodobným důsledkem je nějaká ochranná akce, nebo několik úmrtí v důsledku opuštěného velkého zářiče (radiačního zdroje).

CC BY SA

INES IV.

Cílem při navrhování rozsahu bylo, aby se závažnost události zvýšila asi o řád při každém zvýšení úrovně na stupnici (tj. stupnice je logaritmická).

Havárie v Černobylské jaderné elektrárně v r.1986 je klasifikována na stupnici INES na Úrovni 7.

Havárie na jaderné elektrárně Three Mile Island v roce 1979 je klasifikována na Úrovni 5 na stupnici INES

Událost, která má za následek smrt jednoho jedince z důvodů radiace, je klasifikována na Úrovni 4.

Události jsou uvažovány z hlediska jejich vlivu ve třech různých oblastech: vliv na obyvatelstvo a životní prostředí, dopad na radiační bariery a radiační kontroly v zařízení, a dopad na „ochranu do hloubky“ (defence in depth).

CC BY SA

INES V.

INES je komunikační nástroj. Jeho primárním účelem je usnadnit porozumění bezpečnostnímu významu událostí a komunikaci mezi „technickou komunitou“, médii a veřejností.

Účelem INES, nebo s ním spojeného mezinárodního komunikačního systému, není definovat postupy nebo zařízení, které musí být zahrnuty do oblasti působnosti dozorného kontrolního systému, ani stanovit požadavky na události, které mají být hlášeny uživatelem dozornému orgánu nebo veřejnosti. Účelem INES je jednoduše pomoci definovat bezpečnostní význam těch událostí, které by měly být zveřejněny a sdělovány.

Komunikace událostí a jejich klasifikace INES není formální ohlašovací systém.

Neočekává se, že by kritéria Stupnice INES nahradila stávající, dobře stanovená kritéria, používaná pro mimořádná (havarijní) opatření v kterékoliv zemi. Je na každé zemi, aby si k těmto záležitostem definovala své vlastní předpisy (dozor) a opatření.

Je důležité, aby sdělování proběhlo okamžitě, aby nedošlo ke zmatenému pochopení události ze strany medií a ke spekulacím veřejnosti.

CC BY SA

INES VI. - OBECNÁ KRITÉRIA PRO HODNOCENÍ UDÁLOSTÍ

Popis a úrovně INES	Obyvatelstvo a životní prostředí	Radiologické bariéry a kontroly v zařízení	Ochrana do hloubky
Závažná havárie **Úroveň 7**	- Velký únik radioaktivního materiálu s rozsáhlým rozptýlením, účinky na zdraví obyvatel a životní prostředí vyžadující nasazení plánovaných a rozšířených protiopatření		
Vážná havárie **Úroveň 6**	- Významný únik radioaktivního materiálu, který bude pravděpodobně vyžadovat nasazení plánovaných protiopatření		
Havárie s širšími následky **Úroveň 5**	- Omezený únik radioaktivního materiálu, který bude pravděpodobně vyžadovat nasazení některých plánovaných protiopatření - Několik úmrtí v důsledku radioaktivního záření	- Vážné poškození aktivní zony jaderného reaktoru - Uvolnění velkého množství radioaktivního materiálu uvnitř zařízení s vysokou pravděpodobností významného ozáření veřejnosti K tomu by mohlo dojít při velké kritické havárii nebo požáru	
Havárie s místními následky **Úroveň 4**	- Malý únik radioaktivního materiálu, který bude pravděpodobně vyžadovat nasazení plánovaných protiopatření jiných než lokální kontrolu potravin - Minimálně jedno úmrtí v důsledku radioaktivního záření	- Tavení paliva nebo poškození paliva vedoucí k uvolnění více jak 0,1% inventáře aktivní zóny - Uvolnění významného množství radioaktivního materiálu uvnitř zařízení s vysokou pravděpodobností významného ozáření veřejnosti	
Vážná nehoda (incident) **Úroveň 3**	- Dávka přesahující desetkrát stanovenou minimální roční dávku na pracovníka - Neletální deterministický zdravotní účinek (např. popáleniny) v důsledku radioaktivního záření	- Dávkové příkony větší než 1 Sv/hod. v provozní oblasti - Vážná kontaminace v oblasti, kde to projekt nepředpokládá , ale s malou pravděpodobností významného ozáření veřejnosti	- „Téměř havarijní stav“ v jaderné elektrárně, kdy nezůstala k dispozici žádná bezpečnostní opatření - ztráta nebo krádež vysoceaktivního uzavřeného zářiče - Špatné doručení vysoceaktivního uzavřeného zářiče a nejsou k dispozici příslušné postupy radiační ochrany pro manipulaci s ním
Nehoda (incident) **Úroveň 2**	- Dávka na jednotlivce z obyvatelstva přesahující 10mSv - Dávka přesahující stanovenou minimální roční dávku na pracovníka	- Radiační úroveň v provozní oblasti větší než 50 mSv/hod - Významná kontaminace uvnitř zařízení v oblasti, kde to projekt nepředpokládá	- Významné porušení bezpečnostních opatření (předpisů) bez skutečných následků - Nalezení vysoceaktivního opuštěného uzavřeného zářiče, s ním souvisejícího zařízení nebo radioaktivní zásilky, přičemž nebylo shledáno porušení bezpečnostních opatření (předpisů) - Nedostatečný obalový soubor (obal) nebo kryt vysoceaktivního uzavřeného zdroje
Anomálie **Úroveň 1**			- Dávka na jednotlivce z obyvatelstva vyšší než stanovená přípustná dávka - Malé problémy s bezpečnostními komponentami s významem pro zbývající ochranu do hloubky - ztráta nebo krádež nízkoaktivního zdroje (zářiče), s ním souvisejícího zařízení nebo radioaktivní zásilky
Žádný bezpečnostní význam (pod stupnicí/úroveň 0)			

CC BY SA

INES VII. - PŘÍKLADY ILUSTRUJÍCÍ KRITÉRIA INES PRO KLASIFIKACI UDÁLOSTÍ V JADERNÝCH ZAŘÍZENÍCH

I	Obyvatelstvo a životní prostředí	Radiologické bariéry a kontroly v zařízení	Ochrana do hloubky
Závažná havárie **Úroveň 7**	Cernobyl 1986. Rozsáhlý zdravotní a okolní účinky. Vnější únik významné části inventáře aktivní zóny reaktoru		
Vážná havárie **Úroveň 6**	Kyštym, Rusko, 1957. Významný únik radioaktivníhomateriálu do okolí při explozi nádrže s vysoceaktivním odpadem		
Havárie s širšími následky **Úroveň 5**	Windscale Pile, Velká Británie, 1957. Únik radioaktivního materiálu do životního prostředí po požáru v aktivní zóně reaktoru	Three Mile Island, USA, 1979. Vážné poškození aktivní zóny reaktoru	
Havárie s místními následky **Úroveň 4**	Tokaimura, Japonsko, 1999. Smrtelné dávky pracovníků po kritické události v jaderném zařízení	Saint Laurent des Eaux, Francie, 1980. Tavení jednoho palivového kanálu v reaktoru bez úniku do okolí	
Vážná nehoda (incident) **Úroveň 3**	Není k dipozici žádný příklad	Sellafield, Velká Británie, 2005. Únik velkého množství radioaktivního materiálu obsaženého v zařízení	Vandellos, Španělsko, 1989. „Téměř havárie" způsobená požárem, vedoucímu ke ztrátě bezpečnostních systémů v jaderné elektrárně
Nehoda (incident) **Úroveň 2**	Atucha, Argentina, 2005. Pracovník na jademém reaktoru obdržel dávku vyšší, než je roční limit	Cadarache, Francie, 1993. Rozšíření kontaminace do oblasti, neočekávané projektem	Forsmark, Švédsko, 2006. Degradace bezpečnostních funkcí s dodatečnými faktory z důvodu poruchy se společnou příčinou v systému havarijního elektrického napájení v jaderné elektrárně.
Anomálie **Úroveň 1**			Porušení provozních limit v jaderném zařízení

EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti
BY SA
VŠCHT PRAHA

Nehoda na JE PAKŠ

10. dubna 2003 došlo k 2003 k nehodě na 2. bloku jaderné elektrárny Pakš. K nehodě došlo mimo tlakovou nádobu reaktoru, ale v reaktorové hale.

Došlo k porušení těsnosti čistícího tanku (palivových článků) v šachtě čistícího bazénu č.1

Událost byla klasifikována jako INES 2, po úniku vzácných plynů ale byla překlasifkována na stupeň INES 3

Únik vzácných plynů (max. 160 TBq, limit: 55 TBq)

Jako příčina nehody byla označena řada faktorů:

- Maďarský dozor (HAEA) – slabé bezpečnostní požadavky
- Provozovatel (JE Pakš) – špatná bezpečnostní analýza, nedostatečný výkon provozu, špatné zadání
- Dodavatel (FANP) – nevhodný projekt, špatná bezpečnostní analýza

CC BY SA

Stav před nehodou

Nahrazení kolektorů napájecí vody v parogenerátorech (PG) - hlavní důvod pro dekontaminaci PG (dle principu ALARA)

Dekontaminace PG na 2. bloku během 1995-1997 (5 PG)

Dekontaminace PG bloků 1.-3. v letech 2000-2001 (17 PG)

Základním důvodem pro chemické čištění paliva byly depozice magnetitu Fe_3O_4 na palivových článcích, způsobené rozpuštěnými korozními produkty
z dekontaminované plochy PG (ochranné oxidické vrstvy na PG trubkách se zlikvidovaly)

- Průtok přes aktivní zónu klesal
- Výstupní teplota chladiva z aktivní zóny vzrůstala
- Výkon reaktoru klesal / odstavení

CC BY SA

Stav před nehodou

Nápravné akce před nehodou:

- Úplná výměna paliva (blok 2 - 1997, blok 3 - 2003)
- Chemické čištění pomocí Siemens HP / CORD UV – dekontaminační proces čištění nádrže s pomocí chemické oxidace (Preoxidation/Chemical Oxidation Reduction Decontamination)
- 7 místný tank pro palivové soubory
- V r. 2000 a 2001, bylo vyčištěno 170 částečně vyhořelých palivových souborů
- V r. 2002 byl uzavřen kontrakt s firmou Framatom (FANP) k čištění paliva v tanku s 30ti pozicemi

CC BY SA

Časová posloupnost události

(časná fáze)

15.3.2003 – bylo instalováno nové (30ti místné) čistící zařízení na palivové soubory - AMDA (Automated Modular / Mobile Decontamination Appliance)

- Proběhlo čištění dvou vsázek (60) z bazénu vyhořelého paliva blok 2

29.3.2003 - odstavení bloku 2 pro výměnu paliva

- Vyčištění tří vsázek (90) z aktivní zóny bloku 2

9.4.2003 – zahájeno čištění čtvrté vsázky z aktivní zóny bloku 2

10.04.2003 16:00 – čištění ukončeno

CC BY SA

Nehoda na JE PAKŠ (5)

Časová posloupnost události

(časná fáze)

10.04.2003

- 16:40 AMDA přepnut do provozního Modu”B”
  (palivo je chlazeno ponorným čerpadlem 20 t/h)
- Otevření tanku bylo odloženo pro jiné aktivity - čištění reactoru, jeřáb nebyl k dispozici
- 19:00 - 19:20 – vzrůst hladiny v bazénu a kompenzátoru objemu o 7 cm
- 21:50 – AMDA - detekce vzrůstu dávkového příkonu Kr-85
- 21:53 – alarm detektoru vzácných plynů 1700 kBq/m^3 v reaktorové hale

CC BY SA

Nehoda na JE PAKŠ (6)

Časová posloupnost událostí

(časná fáze)

- 22:00 – 3700 kBq/m3 v reaktorové hale a 2mSv/h v přeplňujícím se tanku AMDA
- 22:30 – ve stále se přeplňujícím tanku AMDA je dávkový příkon 20mSv/h
- 22:50 – evakuace reaktorové haly
- 23:45 – nastartoval druhý ventilátor větrání haly reaktoru
- 23:55 – emise vzácných plynů na komínu 1.86 MBq/m3
- 24:00 – denní emise vzácných plynů 12.4 TBq

CC BY SA

Nehoda na JE PAKŠ (7)

Časová posloupnost události

(časná fáze)

11.04.2003

- 00:30 – byl informován dozor nad jadernou bezpečností (HAEA), žádná akce
- 02:15 – otevření víka, tvořícího hydraulický zámek, parní výbuch (bublina), pokles vodní hladiny o 7 cm, zvýšení dávkového příkonu, zvýšení emisí
- 04:20 – neúspěšné odstraňování víka čistící nádoby – jeden zvedací kabel se přetrhl
- 12:40 – částečný poplach, oznámení vyhodnoceného stavu záření

CC BY SA

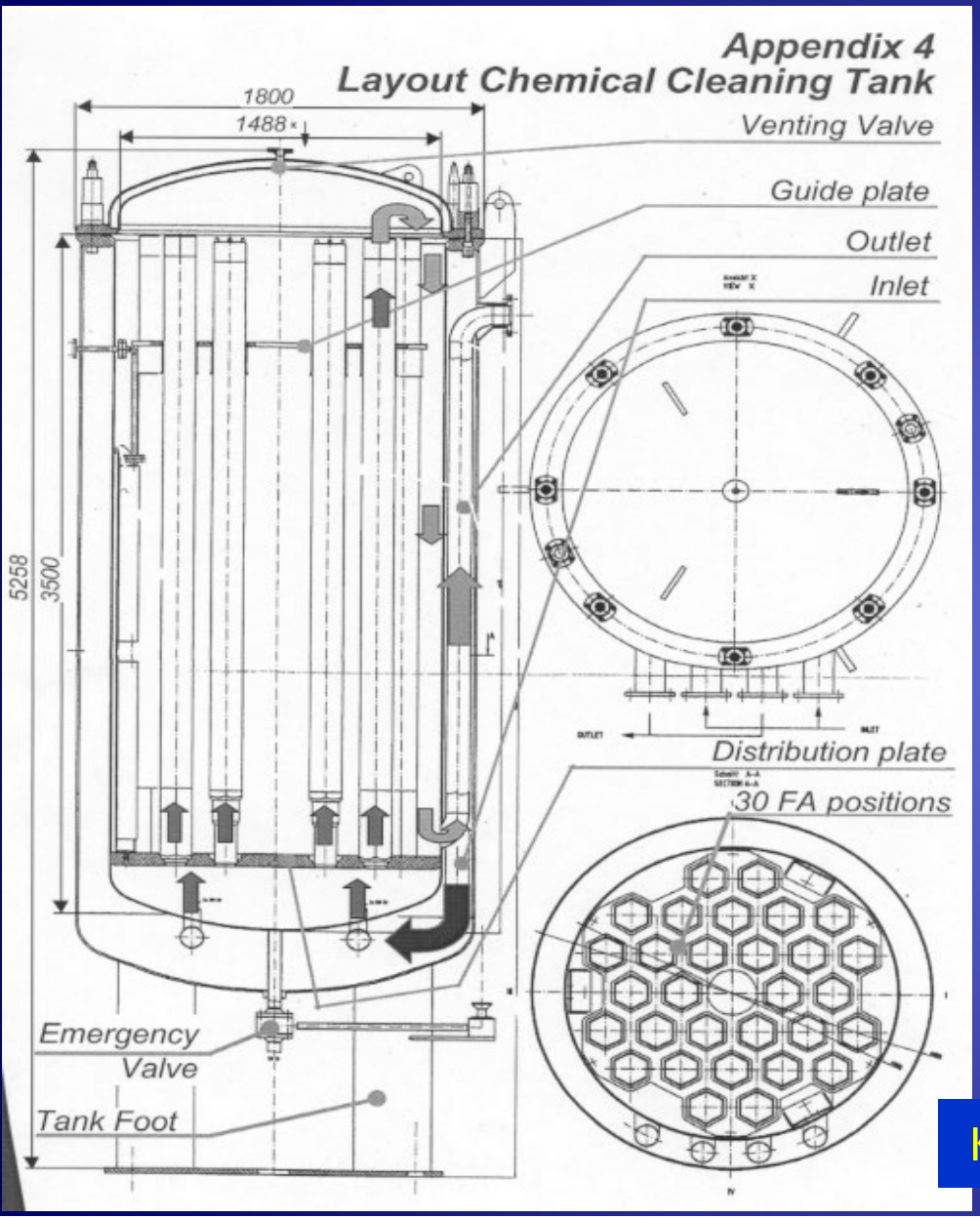
Nehoda na JE PAKŠ (8)

Časová posloupnost události

(časná fáze)

- 16:00 - Šetření došlo k závěru, že víko uvízlo s tím, že na jedné straně je mezera asi 15 cm a na druhé straně asi 2 cm
- 24:00 - denní emise vzácných plynů 160 TBq
- Dávkový příkon zvýšený, ale <500 nSv/h, na jednom z 9 monitorů v blízkosti elektrárny na krátkou dobu hodnota pozadí: ~ 100 nSv/h)
- Nejsou detekovány žádné jiné účinky v okolí

CC BY SA



Nehoda na JE PAKŠ (9)

Časová posloupnost událostí

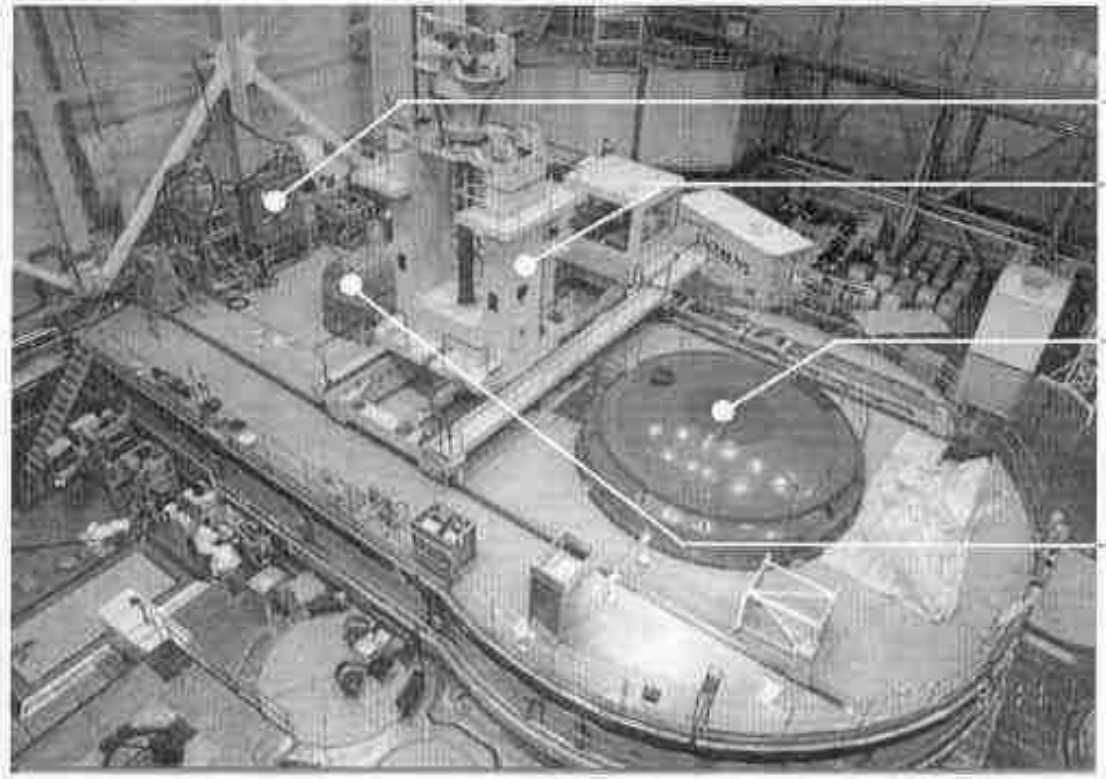
(časná fáze)

- Provedena klasifikace INES úroveň 2
- zahájen rozsáhlý průzkum a sledování oblasti

Konstrukce tanku

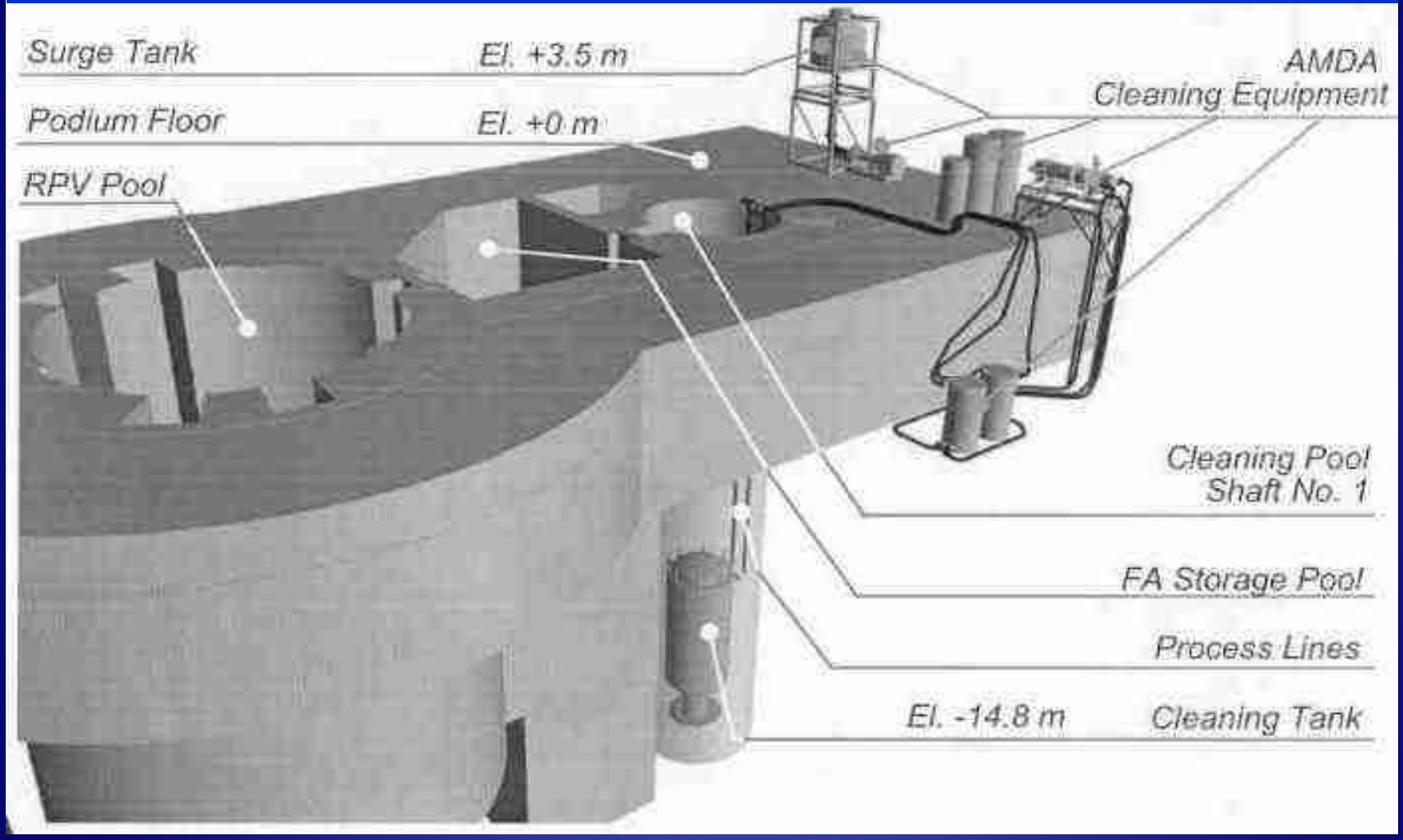
CC BY SA

Uspořádání čistícího zařízení AMDA



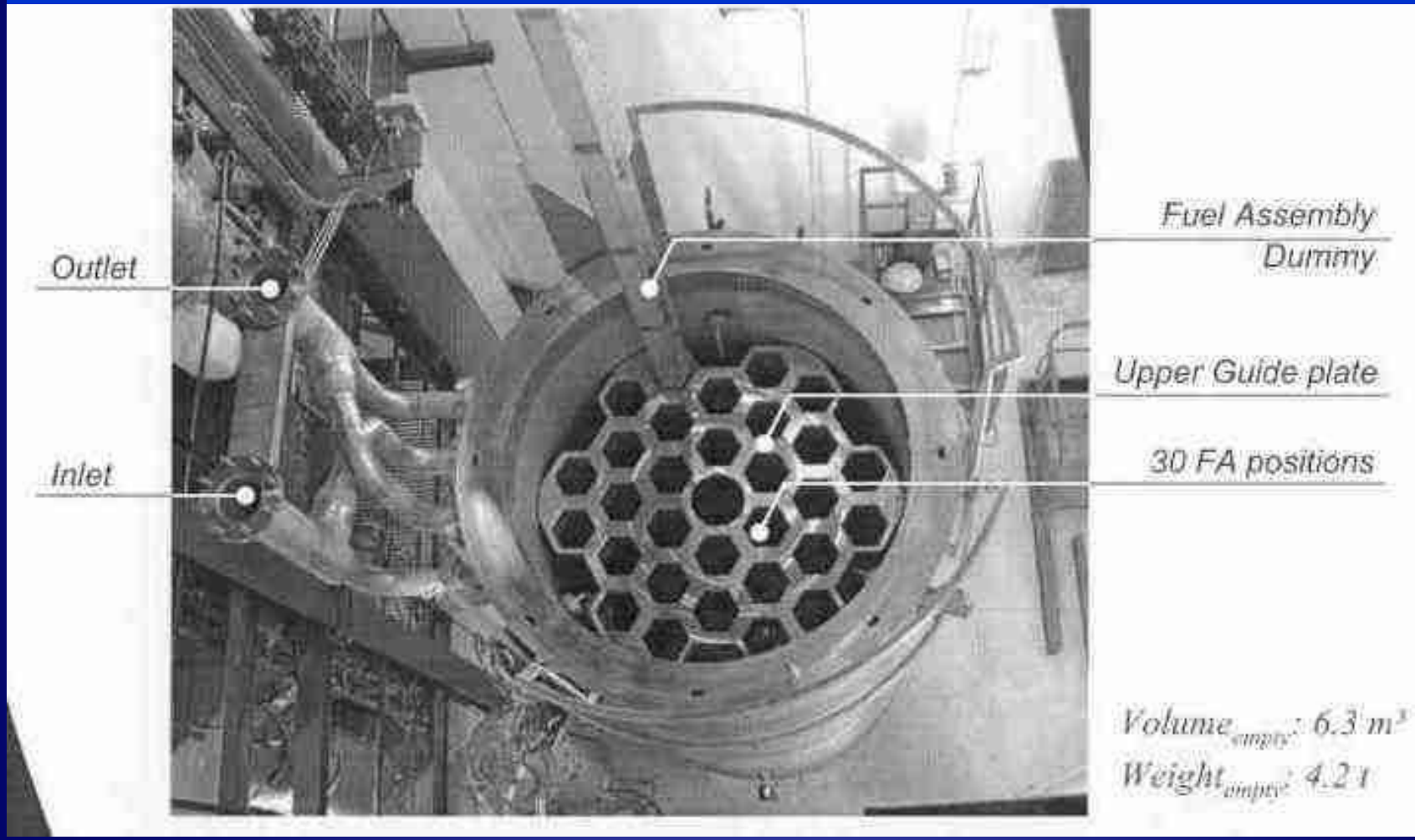
CC BY SA

Uspořádání chemického čistícího zařizení



CC BY SA

Test umístění palivového souboru v Erlangenu pohled na čistící tank



CC BY SA

Pozice čistícího tanku v bazénu č.1



Cleaning Tank installed in Pool No. 1

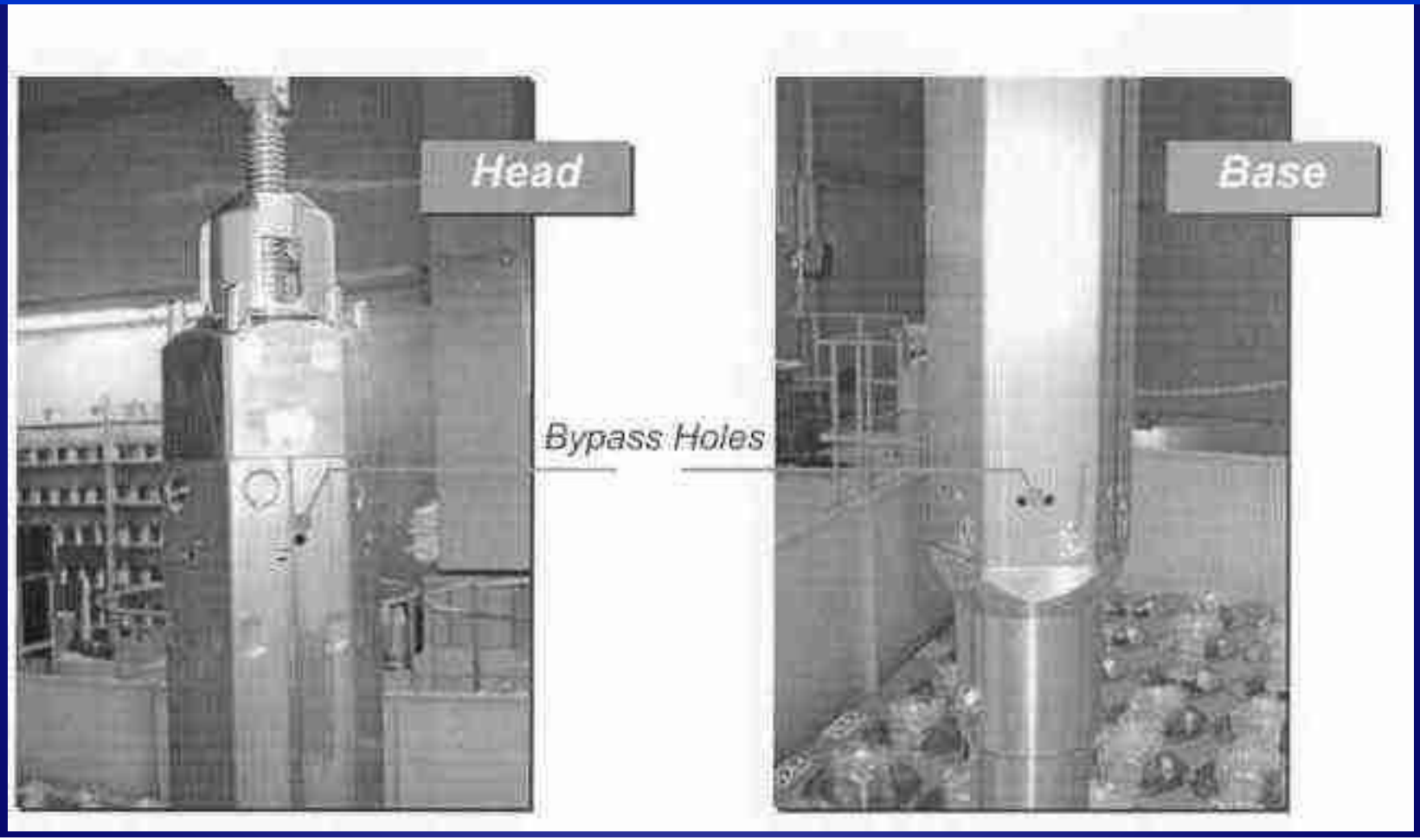


Tank lifting by crane

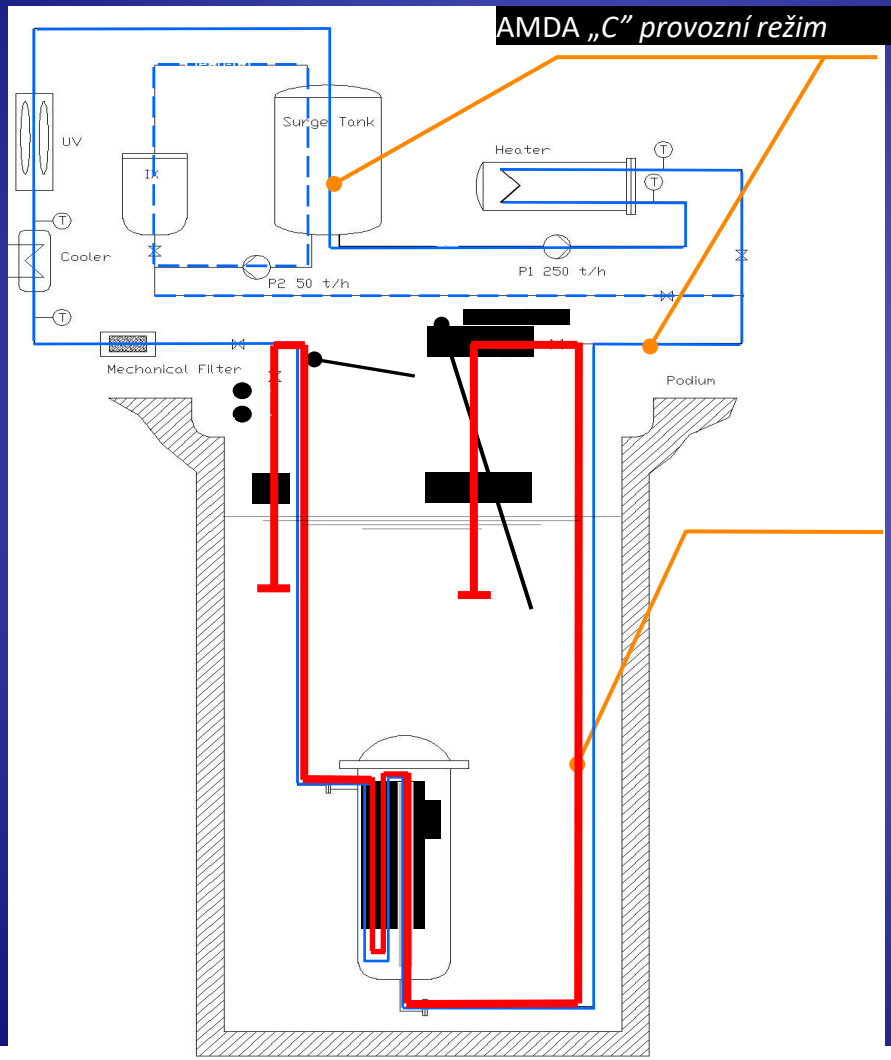
Víko čistícího tanku



Pracující palivové soubory s obtokovými (by-pass) otvory



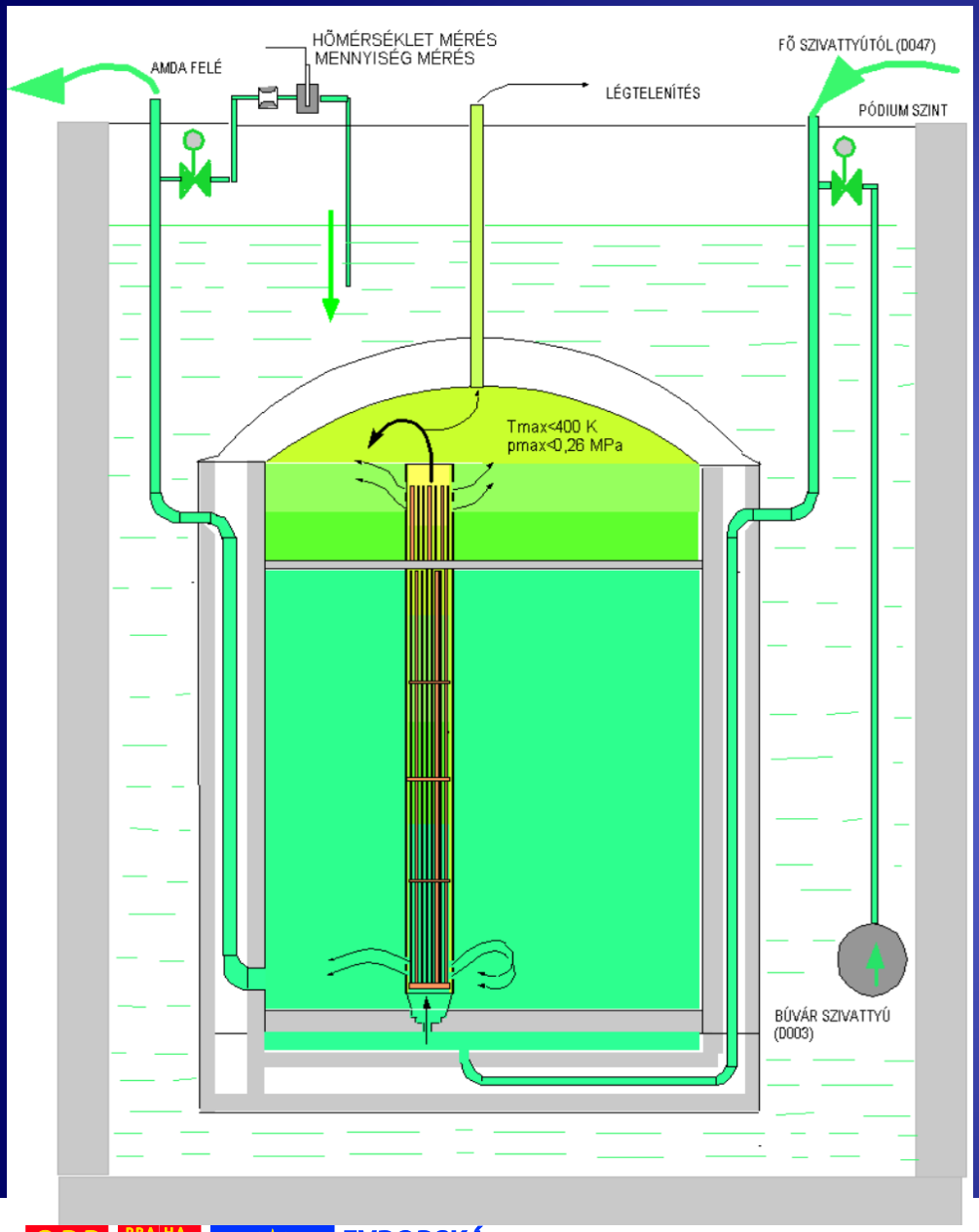
Funkční uspořádání systému



B provozní režim

Chlazení ponorným čerpadlem

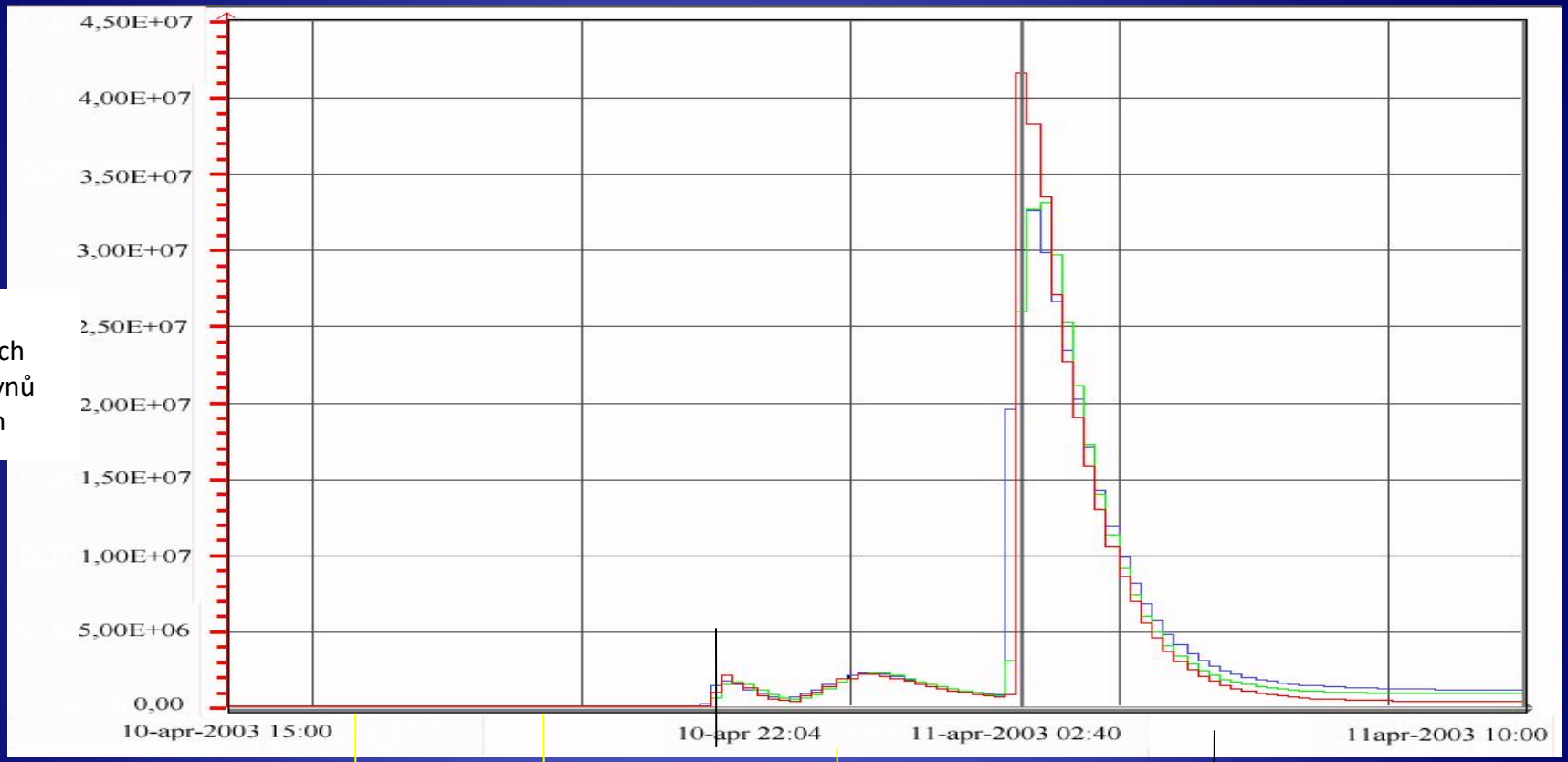
CC BY SA



Uspořádání provozního režimu B

CC BY SA

Události během nehody



radioaktivních vzácných plynů MBq/10 min

Konec čištění 16:00

Start ponorného čerpadla 16:40

Výtok omývacího roztoku 16:56

Stoupající hladina v bazénu vyhořelého paliva 19:20

Vzrůstající aktivita Kr-85 v čistícím systému 21:50

Neúspěšné odstranění víka 04:20

Okolí vyhořelého paliva. 12 mSv/h 02:45

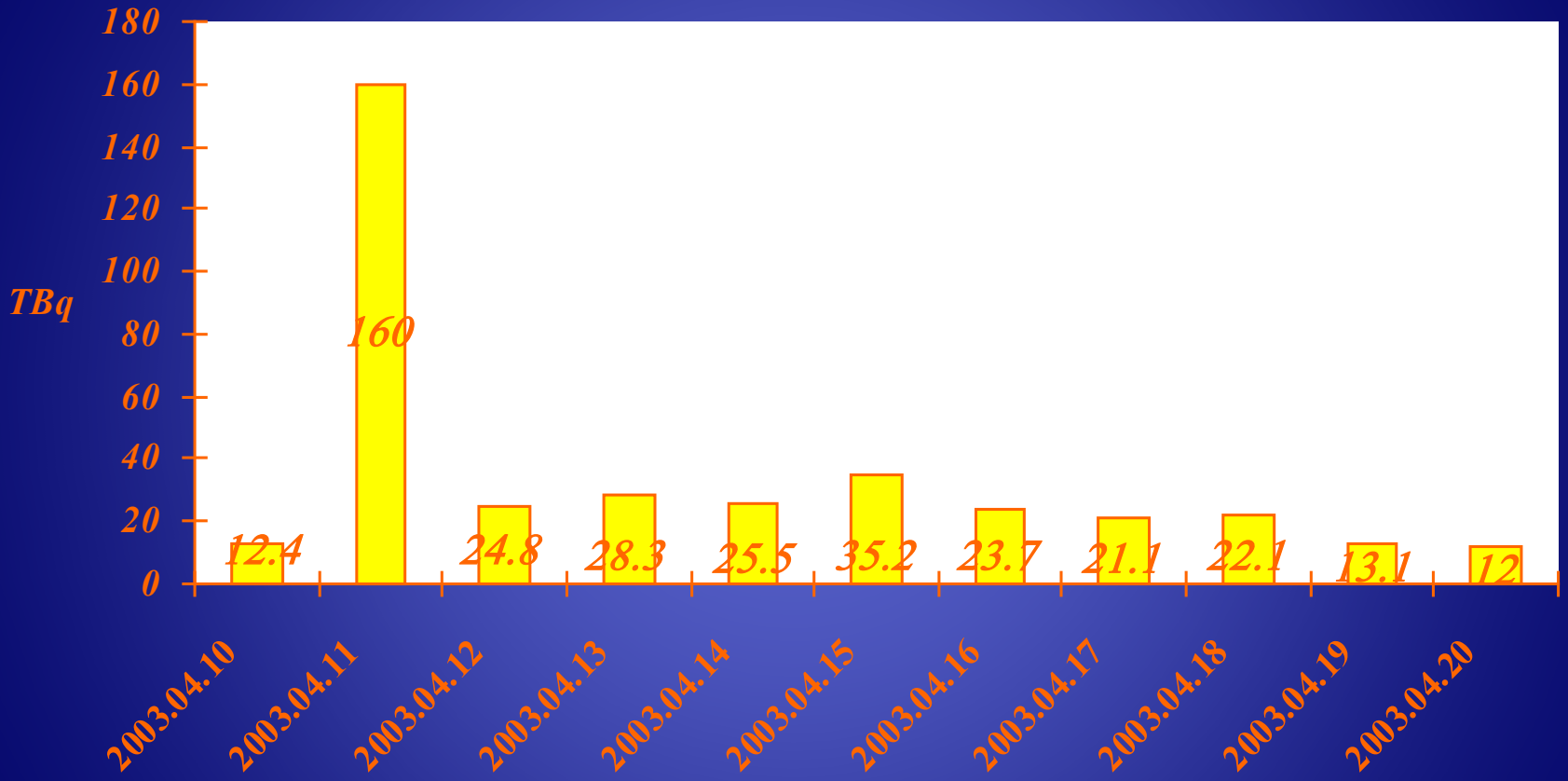
Otevření víka, parní exploze 02:15

Start ventilátorů 23:45

Nařízeno opuštění reaktorové haly 23:30

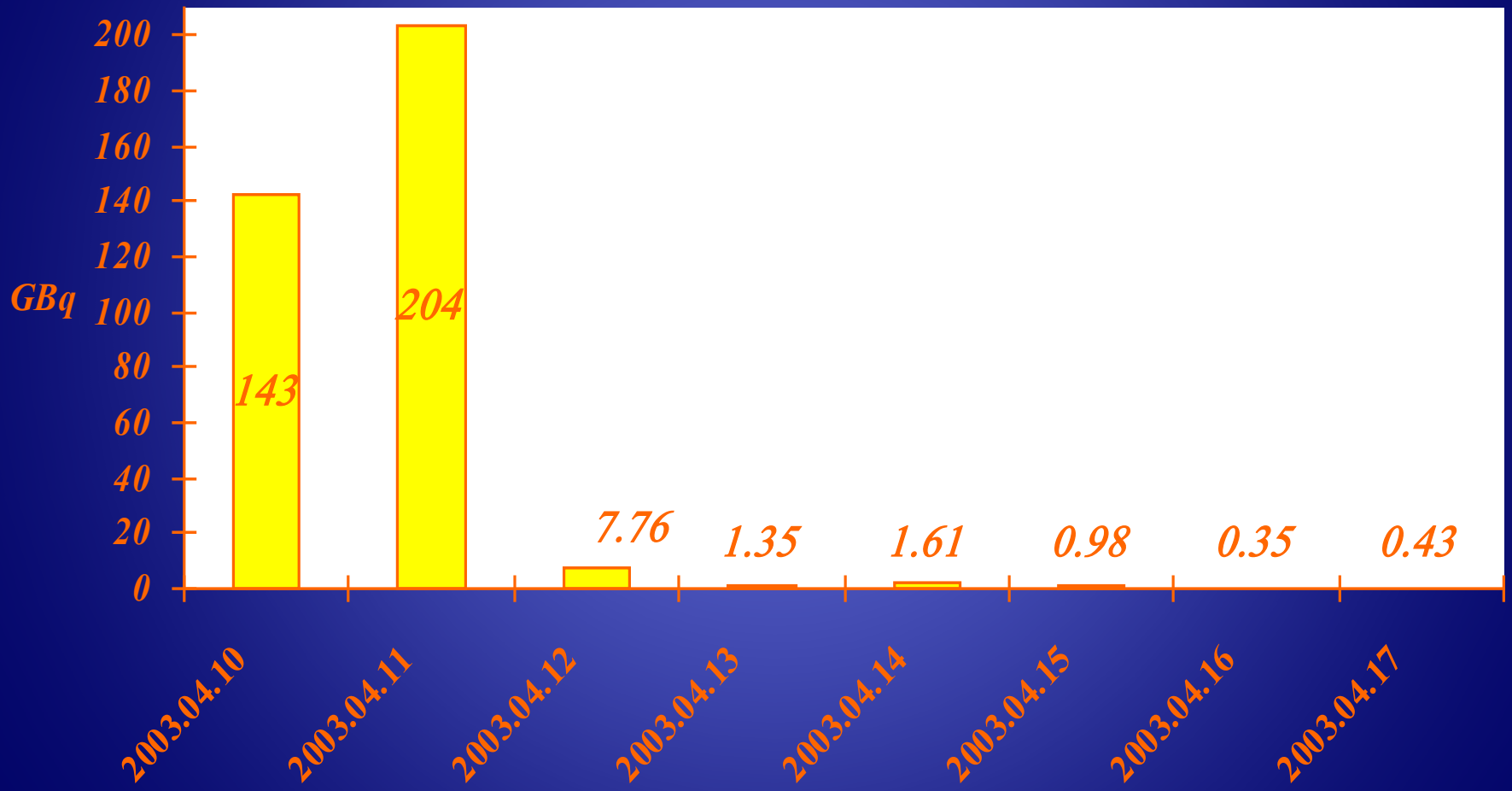
CC BY SA

Uvolnění vzácných plynů (limit 55TBq)



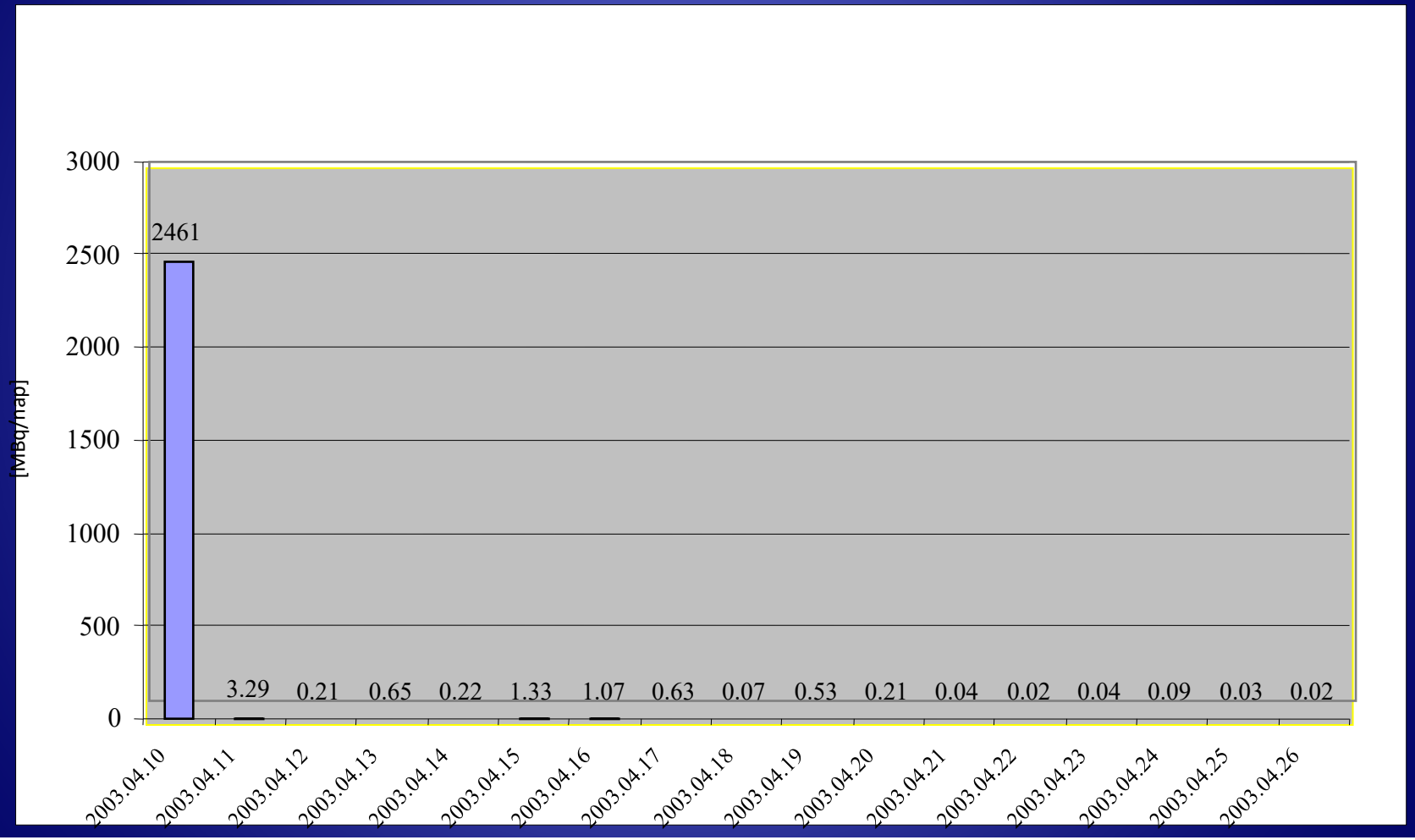
CC BY SA

Únik ekvivalentní ^{131}I (limit 0,9GBq)

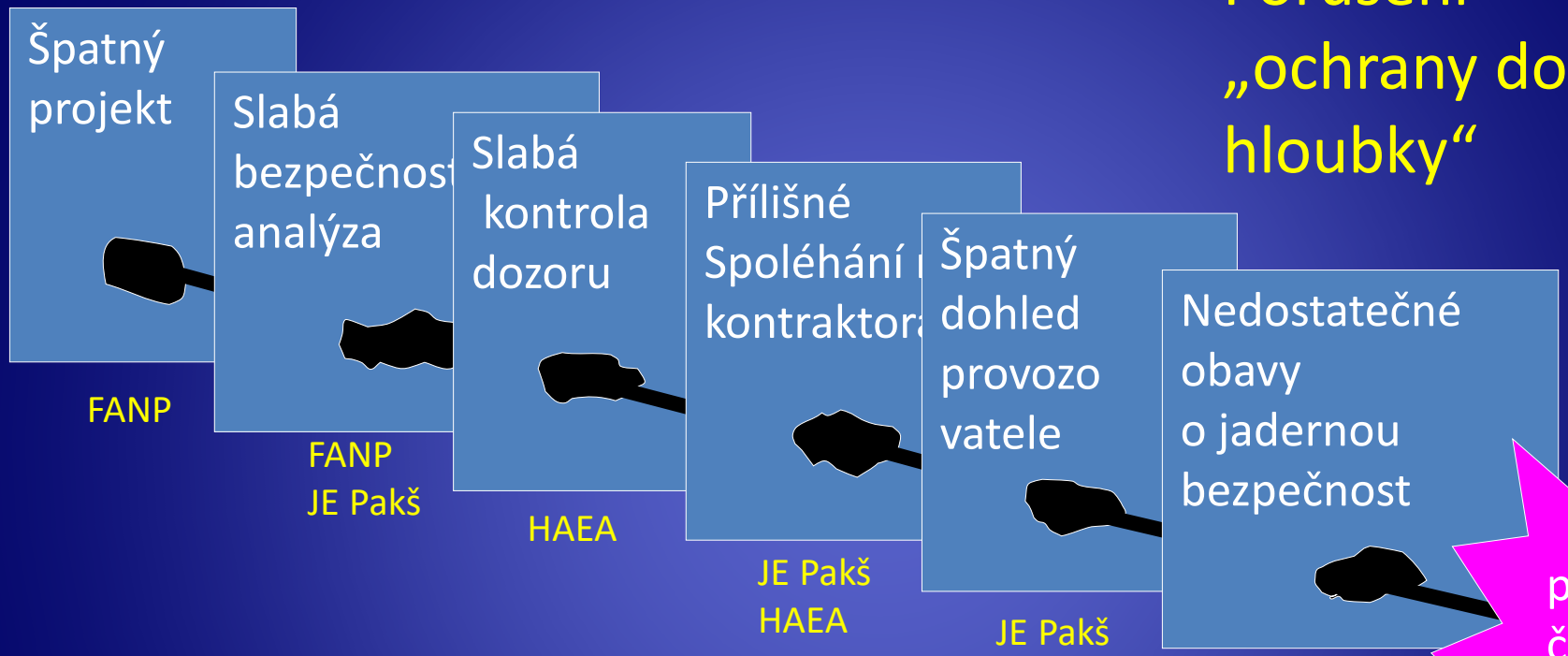


CC BY SA

Únik aerosolů (limit 2200MBq)



Porušení „ochrany do hloubky“



Vysvětlivky:
FANP – FRAMATOM
HAEA – Maďarská Atomová komise
(Hungarian Atomic Energy Agency)

CC BY SA


Stav po nehodě (1)

Stav po nehodě (2)



CC BY SA


Stav po nehodě (3)

Nehoda na JE PAKŠ (10)

Časová posloupnost události

(pozdní fáze)

16.04.2003

- 16:23 - úspěšné odstranění víka
- 20:00 - zjištěno vážné poškození všech 30 palivových souborů inspekcí video kamerou
- 20:30 - vyhlášení poplachu skupině havarijní připravenosti JE (NPP Emergency Preparedness Organisation - EPO), informována HAEA
- Vyhlášení poplachu HAEA NERO, informovány MAAE a sousední státy
- Vyhlášení "nouzového stavu"

CC BY SA

Nehoda na JE PAKŠ (11)

Časová posloupnost událostí

(pozdní fáze)

16.04.2003

- Překlasifikování na INES 3
- Analýza možných scénářů, žádná změna ve stavu JE ani v radiační situaci
- Pozván dodavatel FANP and experti z Ruska
- Radiační hodnocení třikrát denně – postupný pokles
- Analýza možné kritičnosti - k_{eff} je pod 0.95 při $c_{kys.borité}$ kolem 16 g/kg (skutečná hodnota byla 15.3 g/kg)

CC BY SA

Nehoda na JE PAKŠ (12)

Časová posloupnost událostí

(pozdní fáze)

16.04.2003

- Dodána kyselina boritá, instalace neutronových a teplotních měřičů v hlavní dozorně
- Instalace 4 chladících čerpadel (2 smyčky), vývoj postupů (procedur)

20.04.2003

- 09:00 – havarijní stav odvolán, havarijní poplach EPO je ukončen
- Intenzivní zájem medií, odborníků-profesionálů a politiků

CC BY SA

Působení HO-1 reaktoru vyvolané falešným
signálem havarijního výkonu

- K této události došlo na 4.bloku JE Dukovany v r.1995 a byla předána do sytému IRS
- *Při poruše nedošlo k žádným vážným problémům z hlediska jaderné bezpečnosti, ale byla neobyčejně zajímavá z hlediska jejího naprosto neočekávaného průběhu*
- *Porucha je prezentována z důvodu vysvětlení způsobu analýzy poruch a zpětné vazby na všech poruchách na JE*

IAEA/NEA Incident Reporting System — IRS Number: — Report Type: **Main**

INTERNATIONAL
INCIDENT REPORTING SYSTEM (IRS)

RESTRICTED

IRS Number:		**Date of Receipt:**	
Report type:	**Main**		
IAEA Number:		**NEA Number:**	
Název:	PŮSOBENÍ HO-1 REAKTORU VYVOLANÉ FALEŠNÝM SIGNÁLEM HAVARIJNÍHO VÝKONU		
Země:	ČESKÁ REPUBLIKA	**Datum události:**	13.10.1995
Název JE:	DUKOVANY 4	**Výkon:**	440 MWe
Kód JE:		**Projektant:**	ENERGOPROJEKT
Typ reaktoru:	PWR	**V provozu od:**	18.7.1987

ABSTRAKT

Dne 13.10.1995 byl 4.blok EDU ve fázi energetického spouštění po výměně paliva. Při výkonu reaktoru 23% N_{nom} probíhaly na aparatuře měření neutronového toku (AKNT) zkoušky výstupních signálů do automatického regulátoru výkonu ARM 5S

CC BY SA

Působení HO-1 reaktoru ….. II.

ABSTRAKT I.

- Dne 13.10.1995 byl 4.blok EDU ve fázi energetického spouštění po výměně paliva. Při výkonu reaktoru 23% Nnom probíhaly na aparatuře měření neutronového toku (AKNT) zkoušky výstupních signálů do automatického regulátoru výkonu ARM 5S.
- Při prověřování výstupů AKNT do 2.kompletu havarijních ochran (HO) přepnul mechanik MaR 2.komplet HO omylem z režimu „Zkouška“ do režimu „Práce“. Protože v té době pracovníci dodavatelské firmy prováděli simulaci havarijního výkonu reaktoru do tohoto kompletu, došlo k zapůsobení havarijní ochrany.
- Prvopříčina působení však poklesem výkonu vymizela, a protože se mechaniku MaR podařilo okamžitě obnovit napájení pohonů HRK, pád tyčí do aktivní zóny se zastavil. O několik sekund později došlo znovu k zapůsobení HO-1, tentokrát od signálu havarijní periody reaktoru. Stejným způsobem jako předtím bylo obnoveno napájení pohonů HRK, což podruhé zastavilo pohyb kazet, dříve než dopadly na mechanické dorazy.

CC BY SA

Působení HO-1 reaktoru ….. III.

ABSTRAKT II.

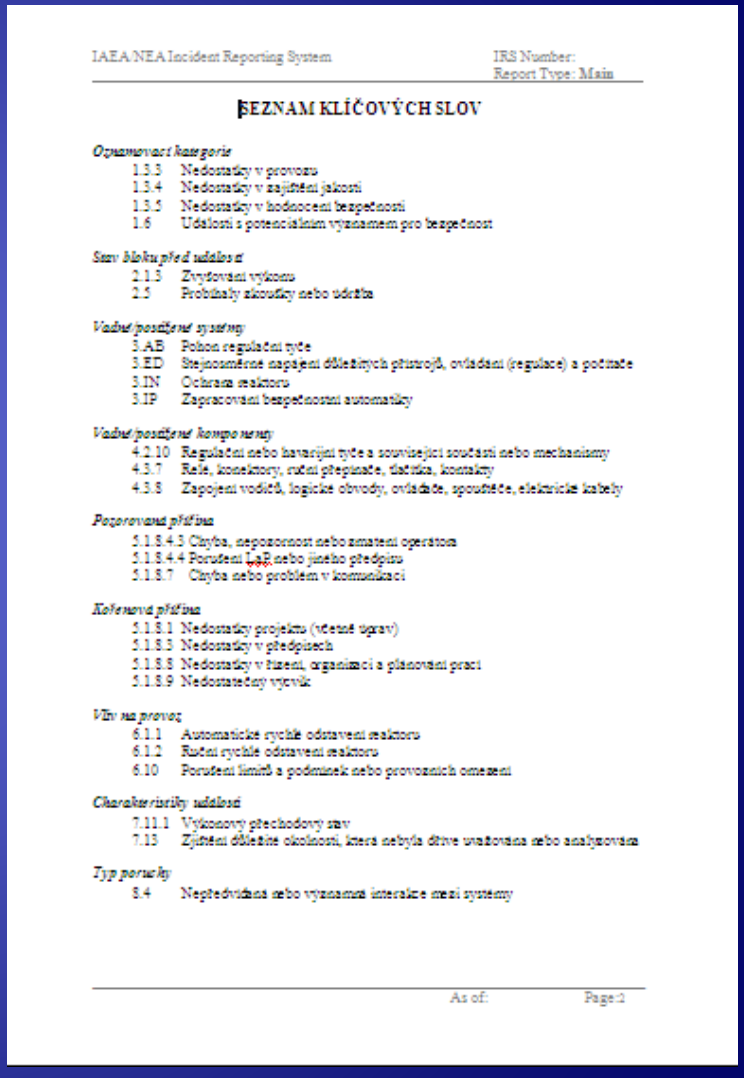
- Snížení výkonu reaktoru vyvolalo změnu hlavních parametrů bloku. V důsledku krátkodobé aktivace HO však nezapůsobily příslušné automatiky, a proto byly obě pracující turbíny odstaveny ručně. Poté operátor reaktoru odstavil reaktor tlačítkem HO-1.
- Ke vzniku události vedly následující okolnosti: nedostatky provozních předpisů a směrnic a jejich nedůsledné dodržování, nedostatečná kontrola prací, nepřehledná situace na blokové dozorně při spouštění a stres pracovníků.
- Jako nápravná opatření byly provedeny změny v příslušných provozních předpisech a dokumentaci, byl proškolen personál provozu i dodavatelské firmy a technickou úpravou příslušného ovládacího prvku bylo znemožněno jednoduché a okamžité obnovení řetězce HO.
- Poučením z události bylo zjištění projektového nedostatku umožňujícího za určitých okolností a v rozporu s provozními předpisy přerušit působení HO a nedostatků ve způsobu uvádění zkoušených ochranných systémů do provozu.

CC BY SA

Působení HO-1 reaktoru ….. IV.

Hlavní součásti zprávy IRS

- ABSTRAKT
- SEZNAM KLÍČOVÝCH SLOV
- POPIS UDÁLOSTI
  - Základní informace
    - Sled událostí
- HODNOCENÍ BEZPEČNOSTI
- KOŘENOVÉ PŘÍČINY A NÁPRAVNÁ OPATŘENÍ
  - Příčiny události
    - Kořenové příčiny události
- ZÍSKANÁ PONAUČENÍ
  - Projekt
    - Provoz / Údržba
- ILUSTRACE
    - Obrázek 1 - Poloha 1. - 5.skupiny HRK v závislosti na čase
- SOUVISEJÍCÍ ZPRÁVY
- POZNÁMKY / VYSVĚTLIVKY



IAEA/NEA Incident Reporting System — IRS Number: — Report Type: Main

SEZNAM KLÍČOVÝCH SLOV

Oznamovací kategorie
1.3.3 Nedostatky v provozu
1.3.4 Nedostatky v zajištění jakosti
1.3.5 Nedostatky v hodnocení bezpečnosti
1.6 Události s potenciálním významem pro bezpečnost

Stav bloku před událostí
2.1.3 Zvyšování výkonu
2.5 Probíhalý zkoušky nebo údržba

Vadné/poškozené systémy
3.AE Pohon regulační tyče
3.ED Stejnosměrné napájení důležitých přístrojů, ovládání (regulace) a počítače
3.IN Ochrana reaktoru
3.IP Zpracování bezpečnostní automatiky

Vadné/poškozené komponenty
4.2.10 Regulační nebo havarijní tyče a související součásti nebo mechanismy
4.3.7 Relé, kontaktory, ruční přepínače, tlačítka, kontakty
4.3.8 Zapojení vodičů, logické obvody, ovladače, spouštěče, elektrické kabely

Pozorovaná příčina
5.1.8.4.3 Chyba, nepozornost nebo zmatení operátora
5.1.8.4.4 Porušení LoR nebo jiného předpisu
5.1.8.7 Chyba nebo problém v komunikaci

Kořenová příčina
5.1.8.1 Nedostatky projektu (včetně výrobu)
5.1.8.3 Nedostatky v předpisech
5.1.8.8 Nedostatky v řízení, organizaci a plánování prací
5.1.8.9 Nedostatečný výcvik

Vliv na provoz
6.1.1 Automatické rychlé odstavení reaktoru
6.1.2 Ruční rychlé odstavení reaktoru
6.10 Porušení limitů a podmínek nebo provozních omezení

Charakteristiky události
7.11.1 Výkonový přechodový stav
7.13 Zjištění důležité okolnosti, která nebyla dříve vnášována nebo analyzována

Typ poruchy
8.4 Nepředvídaná nebo významná interakce mezi systémy

As of: Page: 2

CC BY SA

Působení HO-1 reaktoru ….. V.

Ukázky ze zprávy I

POPIS UDÁLOSTI

……předák pracovní skupiny I&C Energo (dále dodavatel) požádal mechanika MaR asistujícího při zkouškách o přepnutí 1.kompletu HO do práce a následně 2.kompletu do zkoušky. Mechanik MaR provedl tuto činnost v místnosti SORR a vrátil se na BD. Tam kývl na pracovníka dodavatele na druhém konci BD, čímž mu signalizoval, že požadavek je splněn. Na základě tohoto signálu pokračovali pracovníci dodavatele ve zkouškách na 2.kompletu HO.

Protože na BD bylo mnoho lidí a velký hluk, vyložil si mechanik MaR dotaz pracovníka dodavatele, zda mohou pokračovat ve zkouškách na 2.kompletu, jako požadavek přepnout 2.komplet HO zpět do práce. VRB po kontrole signalizace na panelu HO vydal mechaniku MaR povolení přepnout 2.komplet HO do práce.

8:26:12 Směnový mechanik MaR přepnul 2.komplet HO do práce aniž si všiml, že do 2.kompletu HO je simulován signál havarijního výkonu v EP (zadaná hodnota byla předtím pracovníky dodavatele snížena). Protože okamžitá hodnota výkonu reaktoru byla v tom okamžiku vyšší než zadaná havarijní mez, došlo k zapůsobení HO-1 na 2.kompletu a začaly padat kazety HRK……

CC BY SA

Působení HO-1 reaktoru ….. VI.

Ukázky ze zprávy II

POPIS UDÁLOSTI

8:26:13 Vzhledem k poklesu výkonu přestal působit signál havarijního výkonu (vymizela prvopříčina HO-1).

8:26:17 Mechanik MaR, který se nacházel v místnosti SORR u panelu 2PAZ5, tlačítkem S3 obnovil řetězec HO-1, čímž se zastavil pohyb kazet HRK.

8:26:40 Protože počáteční signál HO-1 vyvolal pohyb ionizačních komor (IK) směrem do AZ, došlo ke zformování signálu havarijní periody reaktoru (komory zaznamenaly rostoucí neutronový tok) a znovu zapůsobila HO-1, tentokrát na obou kompletech.

8:26:44 Vzhledem k opětnému snížení výkonu přestal působit signál havarijní periody (vymizela prvopříčina HO-1).

8:26:46 Mechanik MaR, který se stále nacházel v místnosti SORR, opět tlačítkem S3 obnovil řetězec HO. Pohyb tyčí se podruhé zastavil.

CC BY SA

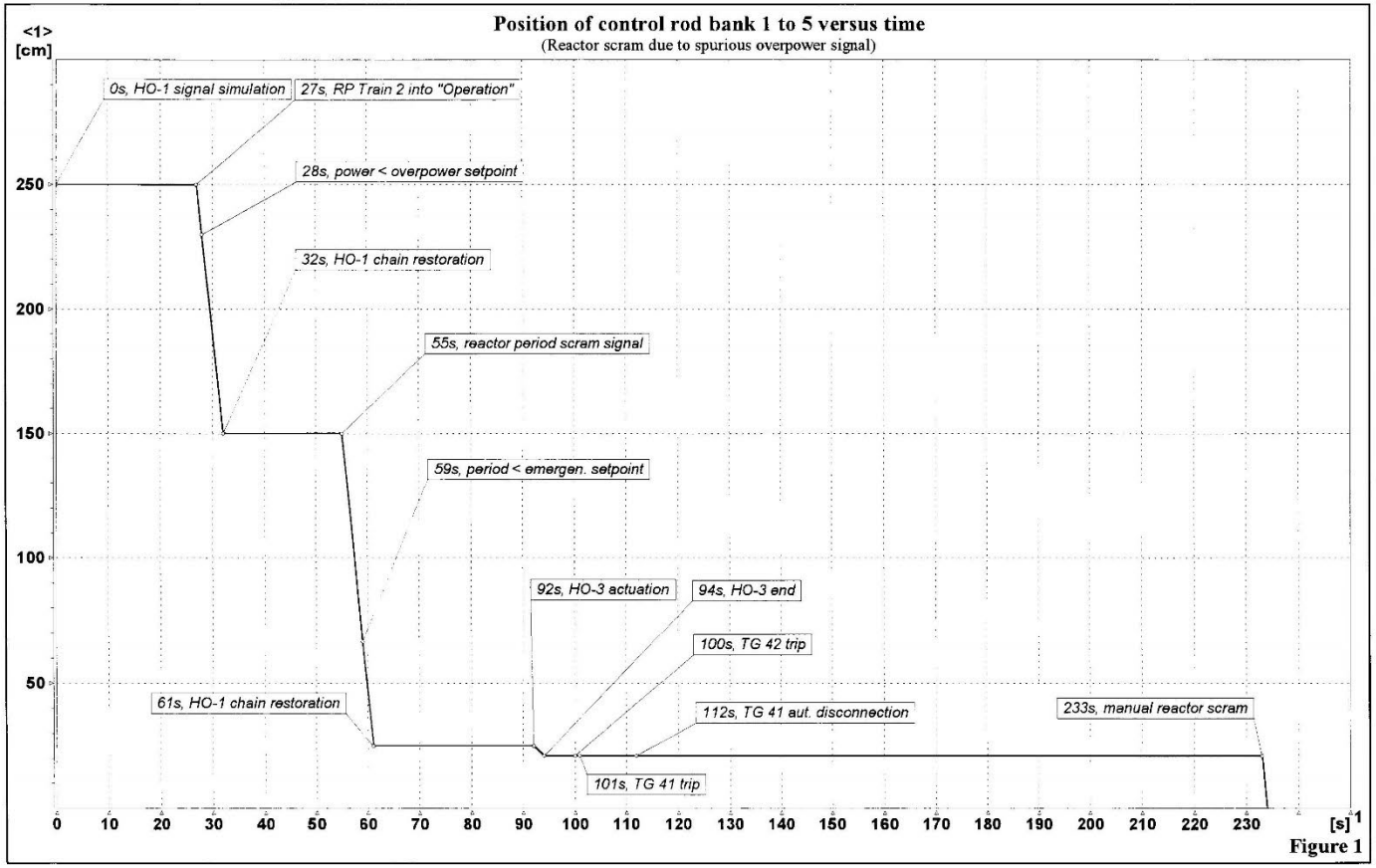


Figure 1

CC BY SA

Působení HO-1 reaktoru ….. VII.

Ukázky ze zprávy III

HODNOCENÍ BEZPEČNOSTI

……Během události systém HO fungoval v souladu s projektem. Jako nedostatek byla shledána principiální možnost přerušit pád kazet po vymizení příčiny HO-1, což je v rozporu s vlastností systému HO proklamovanou v příslušném provozním předpisu……..

……..Tato událost způsobená v celém rozsahu selháním lidského faktoru mohla mít závažné důsledky pro bezpečnost, pokud by k ní došlo ve skutečném přechodovém stavu vedoucím k působení HO-1……

……Méně závažná, avšak také významná z hlediska bezpečnosti byla činnost ostatního personálu. ……

……V důsledku tohoto postupu byla prověřována schopnost VRB, OR a mechanika MaR řádně vykonávat svoji funkci.

CC BY SA

Působení HO-1 reaktoru ….. VIII.

Ukázky ze zprávy IV

KOŘENOVÉ PŘÍČINY A NÁPRAVNÁ OPATŘENÍ I

Přímou příčinou události byl nedostatek /chyba v komunikaci na BD při zkouškách systému regulace a ochran reaktoru. Směnový pracovník si neověřil svoji domněnku založenou převážně na neverbální komunikaci na dálku na přeplněné BD. Také VRB si nenechal potvrdit požadavek na přepnutí kompletu HO do práce dotazem u pracovníka dodavatele provádějícího zkoušku na BD, ale pouze se ujistil pohledem na kontrolní panel. Jako bezprostřední příčina bylo stanoveno porušení provozního předpisu nařizujícího mechaniku MaR zkontrolovat signalizaci na panelu v místnosti SORR na nepřítomnost simulovaných signálů před přepnutím příslušného kompletu HO do práce.

Kořenové příčiny události byly následující:

- nedostatky v řízení …….
- nedostatky v plánování prací ……..
- nedostatky ve výcviku personálu provozu i zaměstnanců dodavatele…..
- nedostatky v provozních předpisech a dokumentaci ……

CC BY SA

Působení HO-1 reaktoru ….. IX.

Ukázky ze zprávy V

KOŘENOVÉ PŘÍČINY A NÁPRAVNÁ OPATŘENÍ II

Jako krátkodobé nápravné opatření byly po události na odpolední směně realizovány dodatečné zkoušky systémů SORR a byla opravena nefunkční zvuková signalizace.

Jako prevence opakování události za jiných okolností bylo tlačítko S3 zabezpečeno pomocí krytu. Jako prevence proti opakování události za podobných okolností byli veškerý operativní personál MaR i pracovníci dodavatele instruováni o postupu při přepínání mezi režimy provozu HO a SZB a byl vydán seznam pracovníků oprávněných toto přepínání provádět. Všechen operativní personál byl seznámen
s průběhem i důsledky poruchy s důrazem na řádnou komunikaci. Ustanovení Pravidel směnového provozu týkající se způsobu přepínání režimů HO a SZB bylo prověřeno a doplněno.

V návaznosti na událost byla inspektory SÚJB provedena důkladná inspekce v JE zaměřená na zjišťování příčin poruchy a jejích důsledků. Inspekční skupina provedla její hodnocení z hlediska bezpečnosti a doporučila JE přijmout následující opatření:

- Instalovat sumární signalizaci kompletů HO ……
- Upravit Knihu vyvedení ochran a blokád ……
- Upravit harmonogram prací tak, aby současně s pracemi na HO (SZB) neprobíhaly na BD jiné….
- Neprovádět na kompletech HO ani SZB žádné práce …. .. pokud zvuková i světelná signalizace není provozuschopná.
- Upravit pravidla pro vstup na BD ……
- Doplnit všechny příslušné PP tak, aby …….

CC BY SA

Působení HO-1 reaktoru ….. X.

Ukázky ze zprávy VI

ZÍSKANÁ PONAUČENÍ

Projekt

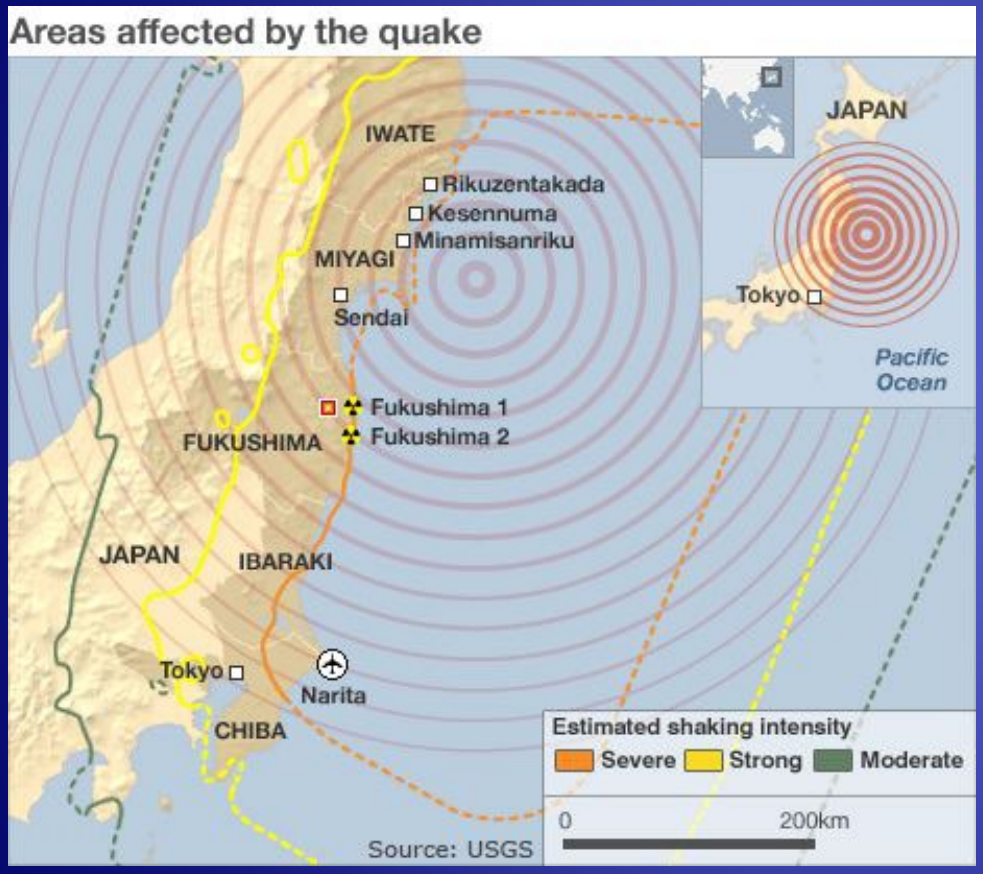
- Při události bylo zjištěno, že projekt HO za určitých zvláštních okolností dovoluje přerušit pád regulačních tyčí vyvolaných působením HO-1, a to v rozporu s tvrzením příslušného provozního předpisu a záměrem projektu HO-1, tj. rychle a spolehlivě přerušit štěpnou řetězovou reakci. Toto zjištění vyvolalo požadavek drobné projektové změny (opatření kritického tlačítka krytem)

Provoz / Údržba

- Událost odhalila potřebu změn v plánování a organizaci prací (neprovádět příliš mnoho prací současně) a potřebu změn postoje směnových řídících pracovníků ke kontrole a koordinaci prací prováděných pracovníky dodavatelů. Událost také naznačila potřebu změn provozních předpisů dotýkajících se prací na bezpečnostních a ochranných systémech bloku, které vyžadují přepnutí kompletu do režimu „zkouška“.

CC BY SA

FUKUSHIMA I.



Poděkování

Ing.J.Veselému, řediteli odboru hodnocení JB, SÚJB za podklady z jeho prezentace dne 5.5.2011 v Informačním centru vlády ČR (Eurocentrum, Praha)

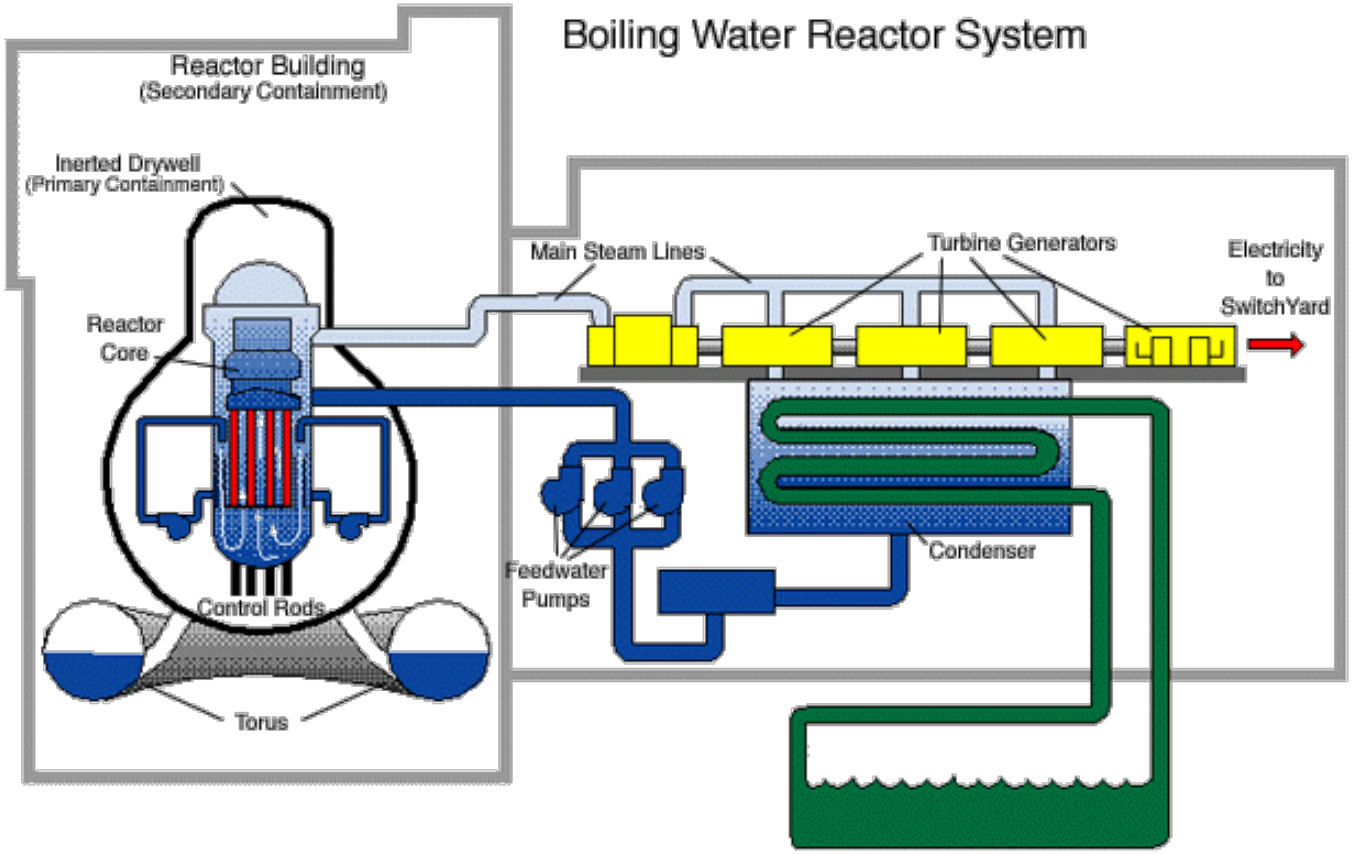
CC BY SA

FUKUSHIMA II.



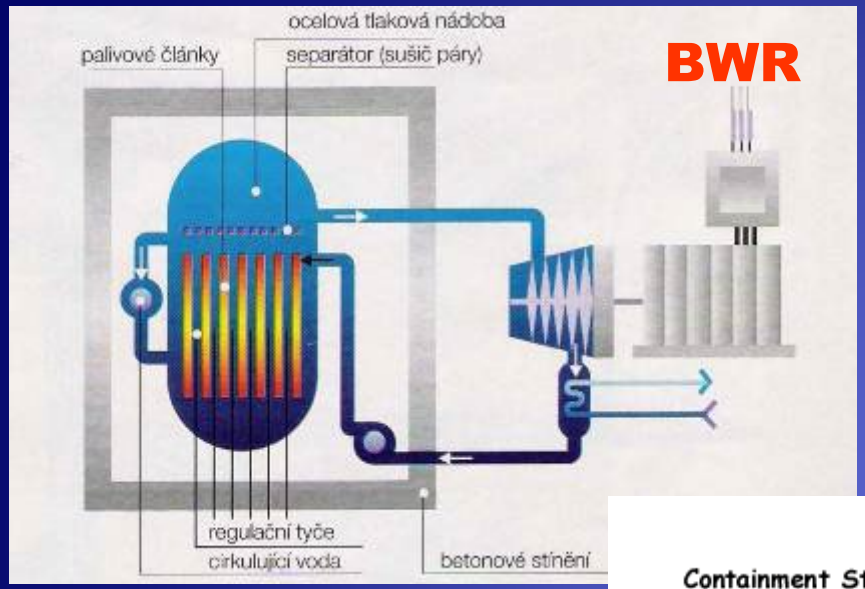
CC BY SA

FUKUSHIMA III.



CC BY SA

Rozdílné uspořádání varného (BWR) a tlakovodního (PWR) reaktoru



92 ze 443 (21%) provozovaných bloků na světě (k 1.1.2011)

270 ze 443 (61%)

(k 1.1.2011)

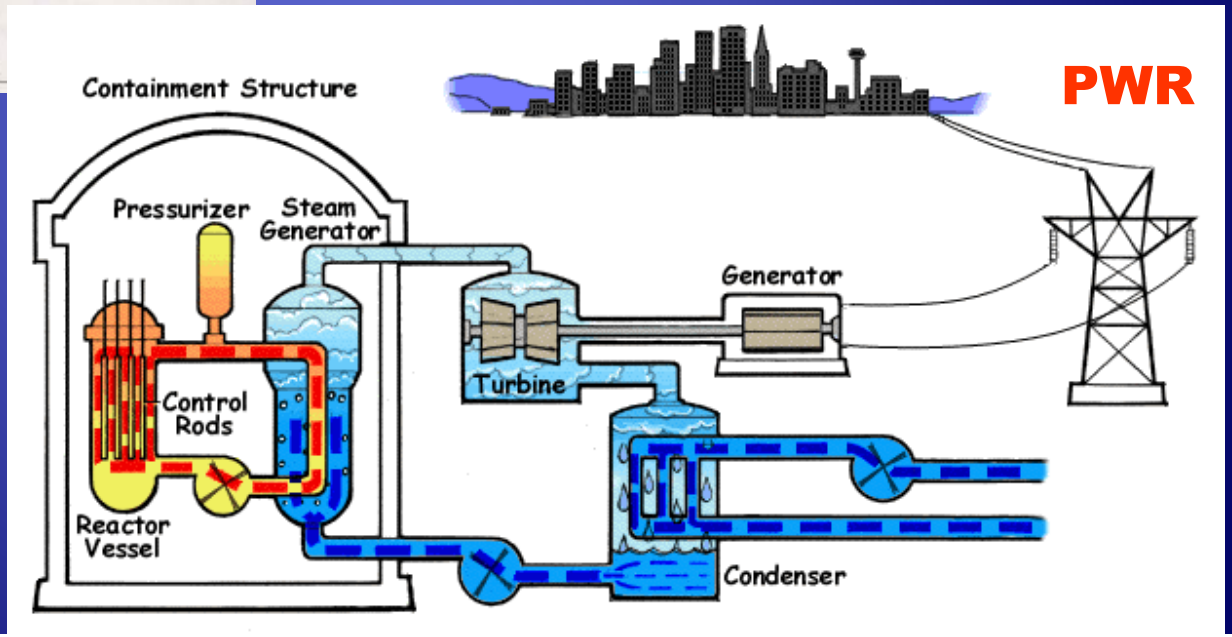
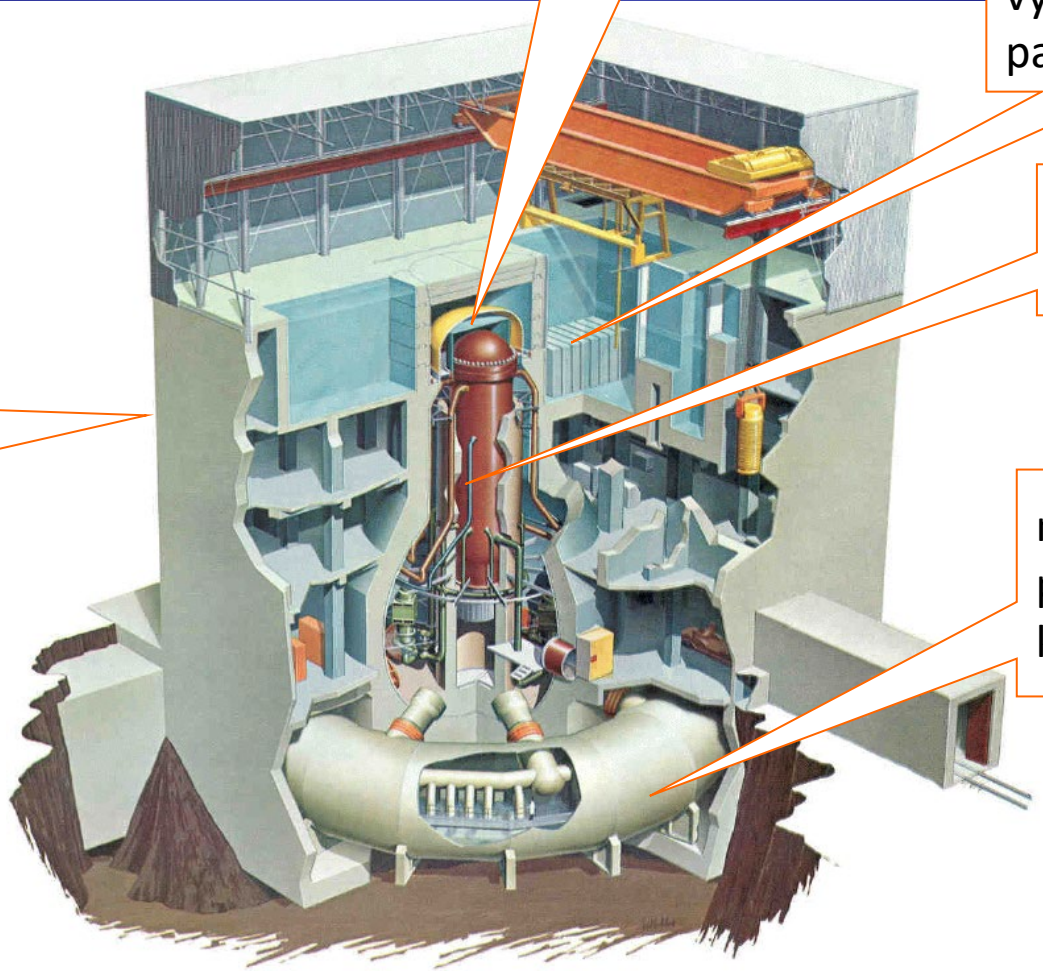
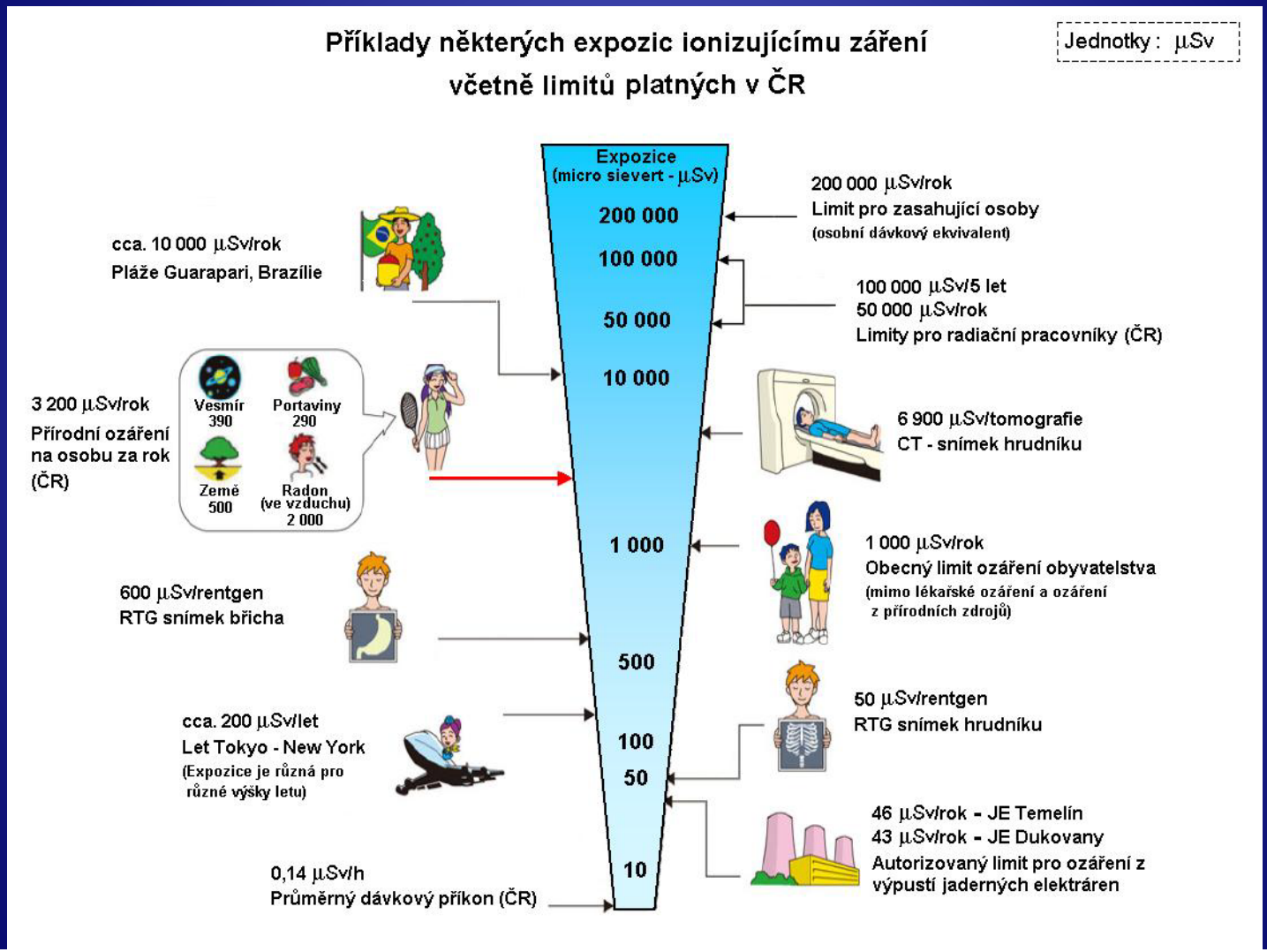


Schéma BWR MARK I (Daiichi - blok 1 až 5)



CC BY SA

Vliv ionizujícího záření na člověka

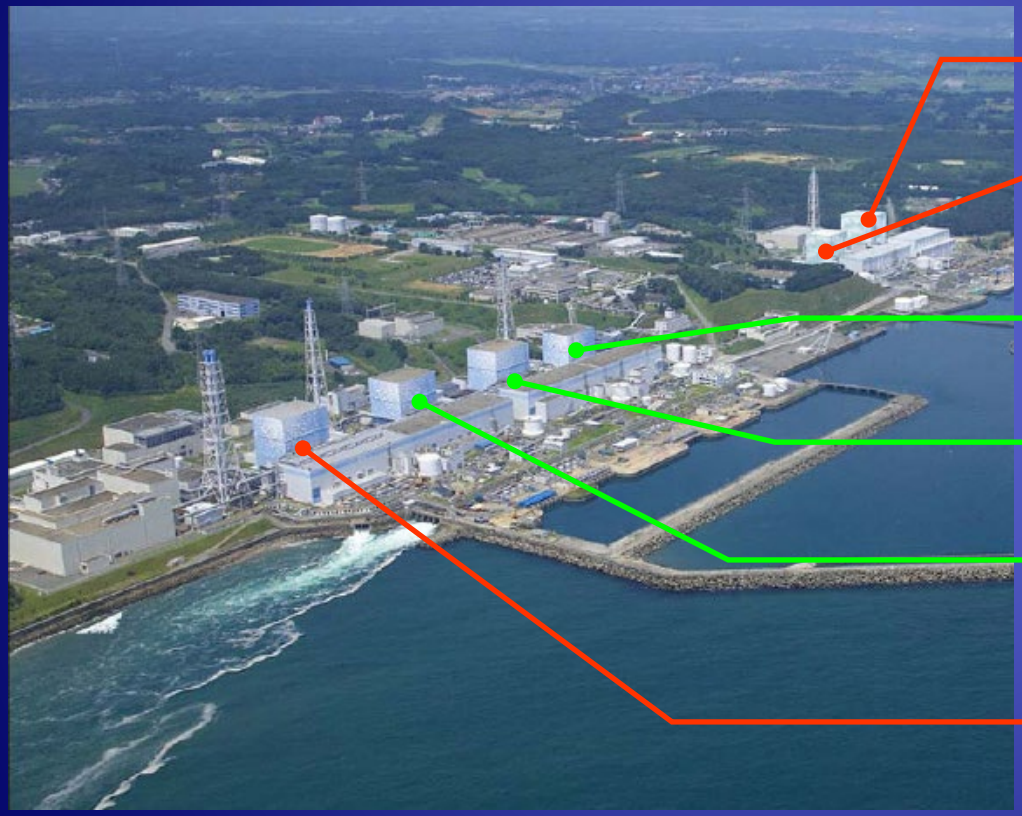


CC BY SA

BŘEZEN 2011						
Pondělí	Úterý	Středa	Čtvrtek	Pátek	Sobota	Neděle
	1	2	3	4	5	6
7	8	9	10	11	12	13
14	15	16	17	18	19	20
21	22	23	24	25	26	27
28	29	30	31			

před 14:46 JST

JE Fukushima Daiichi – 6 varných (BWR) reaktorů:



v odstávce

v odstávce

v provozu

v provozu

v provozu

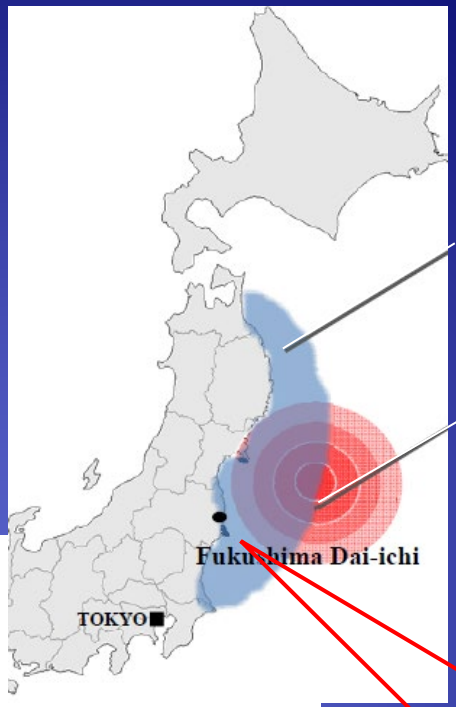
v odstávce

Japonsko: v provozu celkem 54 bloků, pokrývajících 29,2% výroby EE.

CC BY SA

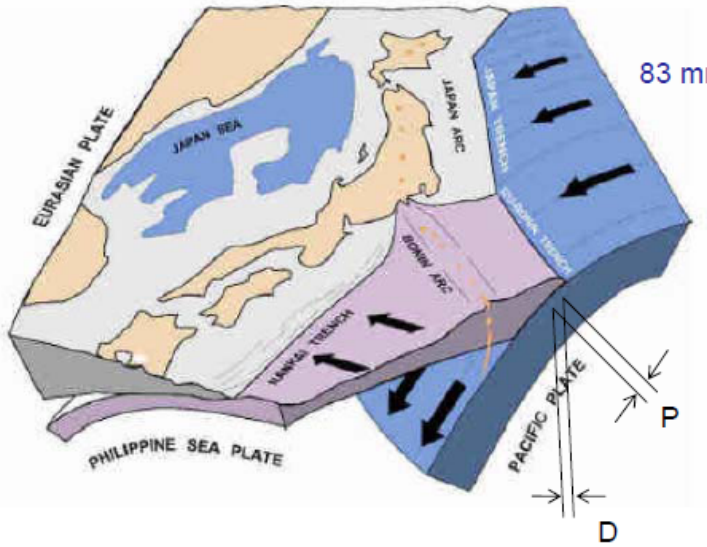
BŘEZEN 2011						
Pondělí	Úterý	Středa	Čtvrtek	Pátek	Sobota	Neděle
	1	2	3	4	5	6
7	8	9	10	11	12	13
14	15	16	17	18	19	20
21	22	23	24	25	26	27
28	29	30	31			

14:46 JST



tsunami 14 m

epicentrum



83 mm per year

March 11, 2011, 14:46 JST
(5:46 UTC)

Hypo center depth: ≈ 22 to 32 km

Rupture length: ≈ 500 km

Displacement D ≈ 10 m (to 25 m?)

Plate displacement P ≈ 17 m

JE Fukushima Daiichi:
bloky 1, 2 a 3
se automaticky odstavily
(bloky 4 až 6 byly
v odstávce)

JST: Japan Standard Time UTC: Coordinated Universal Time

Quelle: Meidow, Köln, 2011, nach Jolivet, ISTO, Orleans

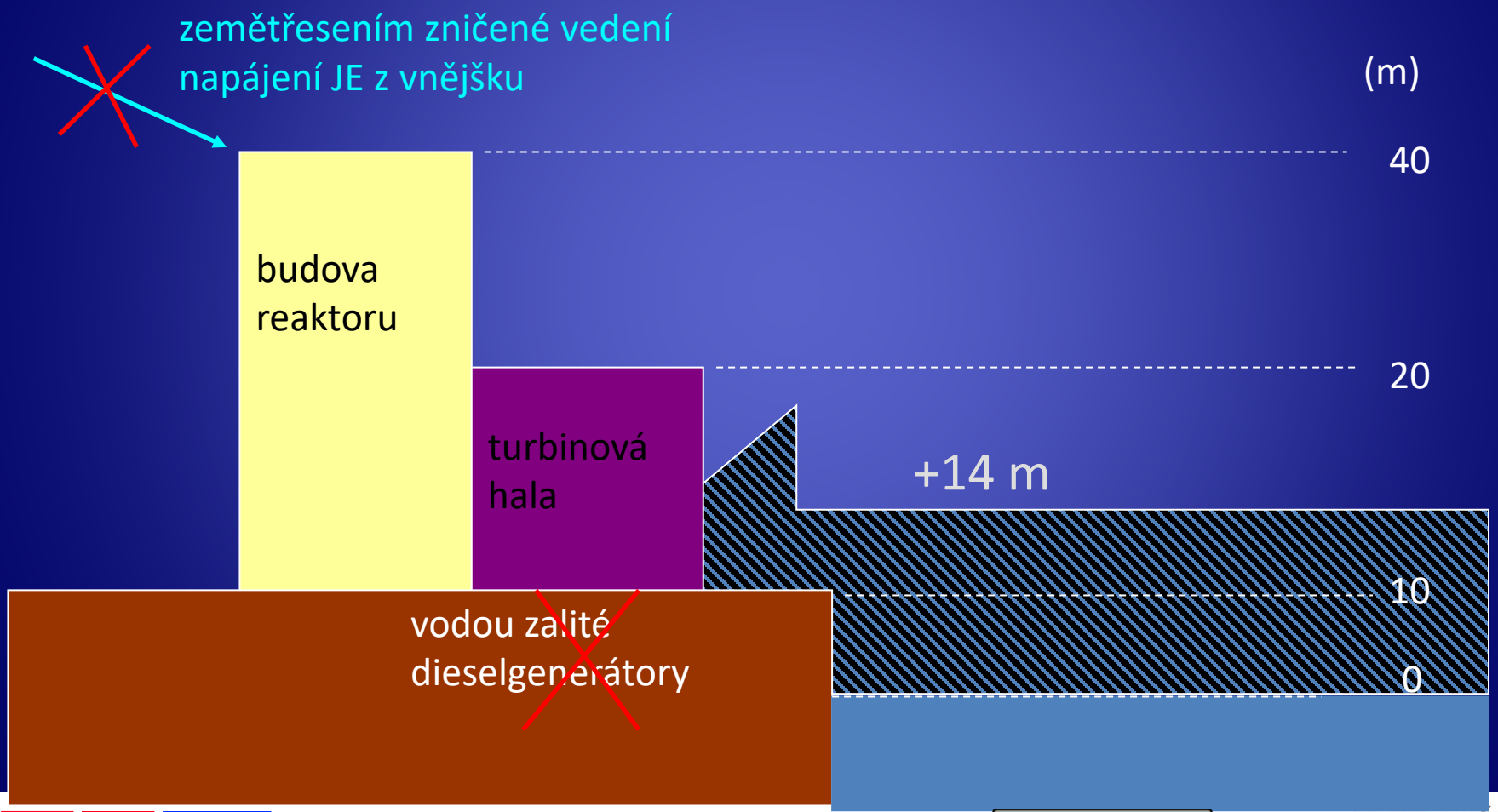
VŠCHT PRAHA

BŘEZEN 2011

Pondělí	Úterý	Středa	Čtvrtek	Pátek	Sobota	Neděle
	1	2	3	4	5	6
7	8	9	10	11	12	13
14	15	16	17	18	19	20
21	22	23	24	25	26	27
28	29	30	31			

15:41 JST

tsunami zasáhlo JE Fukushima Daiichi



CC BY SA

FUKUSHIMA IV.

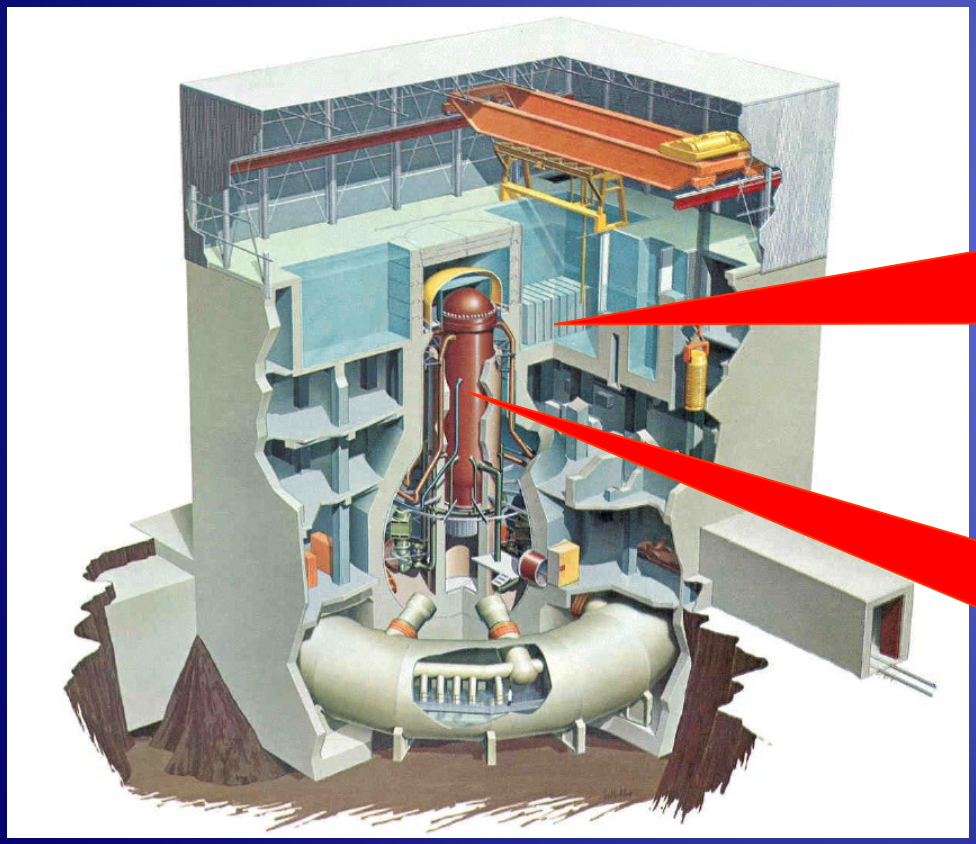


CC BY SA

BŘEZEN 2011						
Pondělí	Úterý	Středa	Čtvrtek	Pátek	Sobota	Neděle
	1	2	3	4	5	6
7	8	9	10	11	12	13
14	15	16	17	18	19	20
21	22	23	24	25	26	27
28	29	30	31			

16:36

Úplná ztráta dochlazování reaktorů 1 až 3 (reaktor 4 byl bez paliva)



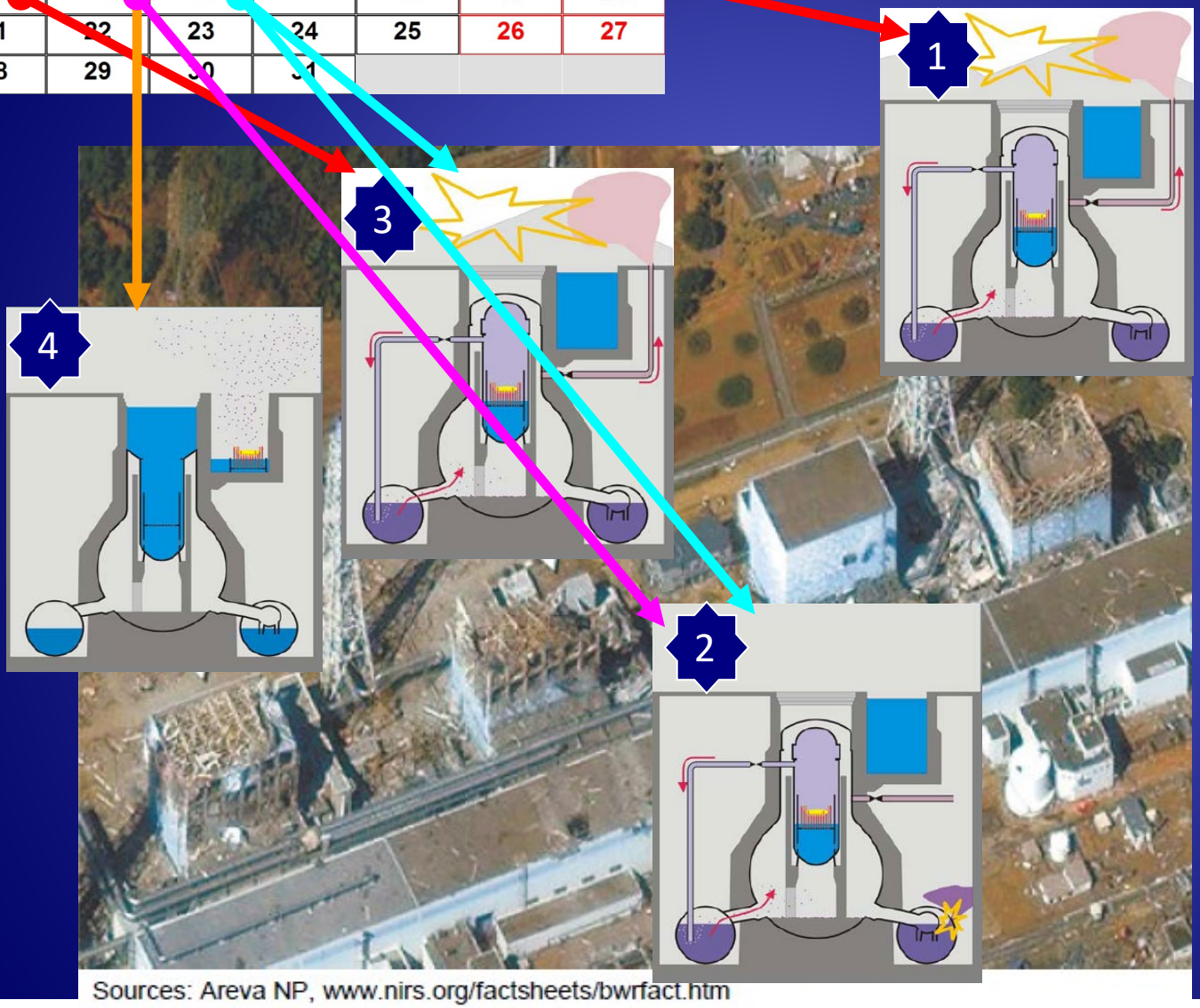
ztráta vody v bazénech a přehřátí vyhořelého paliva (všechny bloky, zejména blok 4)

obnažení paliva a nárůst tlaku v reaktorové nádobě (bloky 1 až 3)

CC BY SA

Důsledky ztráty dochlazování

BŘEZEN 2011						
Pondělí	Úterý	Středa	Čtvrtek	Pátek	Sobota	Neděle
	1	2	3	4	5	6
7	8	9	10	11	12	13
14	15	16	17	18	19	20
21	22	23	24	25	26	27
28	29	30	31			



Sources: Areva NP, www.nirs.org/factsheets/bwrfact.htm

výbuch vodíku

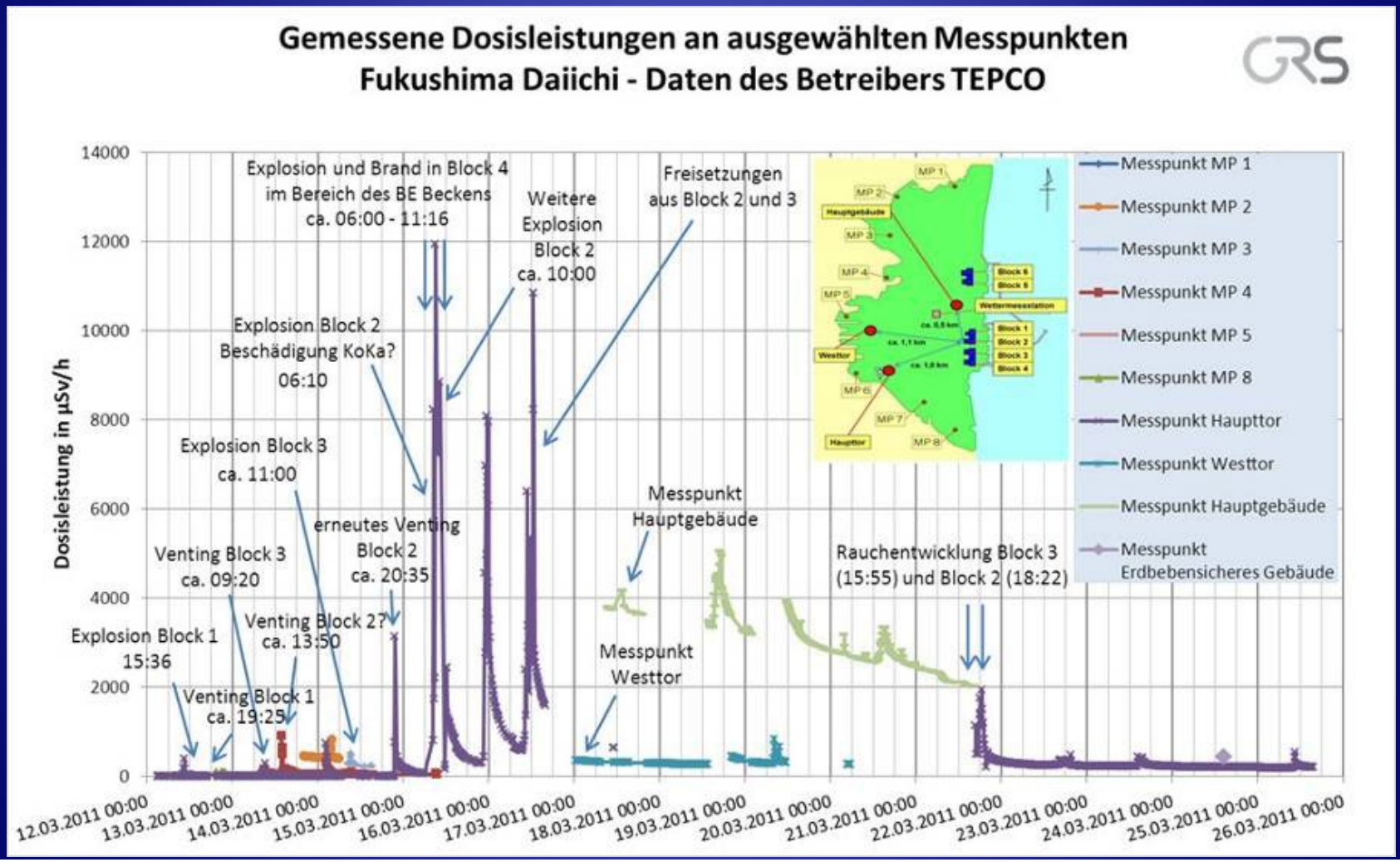
exploze

požár

odvětrání bloku

CC BY SA

Uvolnění radioaktivních látek do okolí způsobilo vysoký dávkový příkon v blízkosti JE

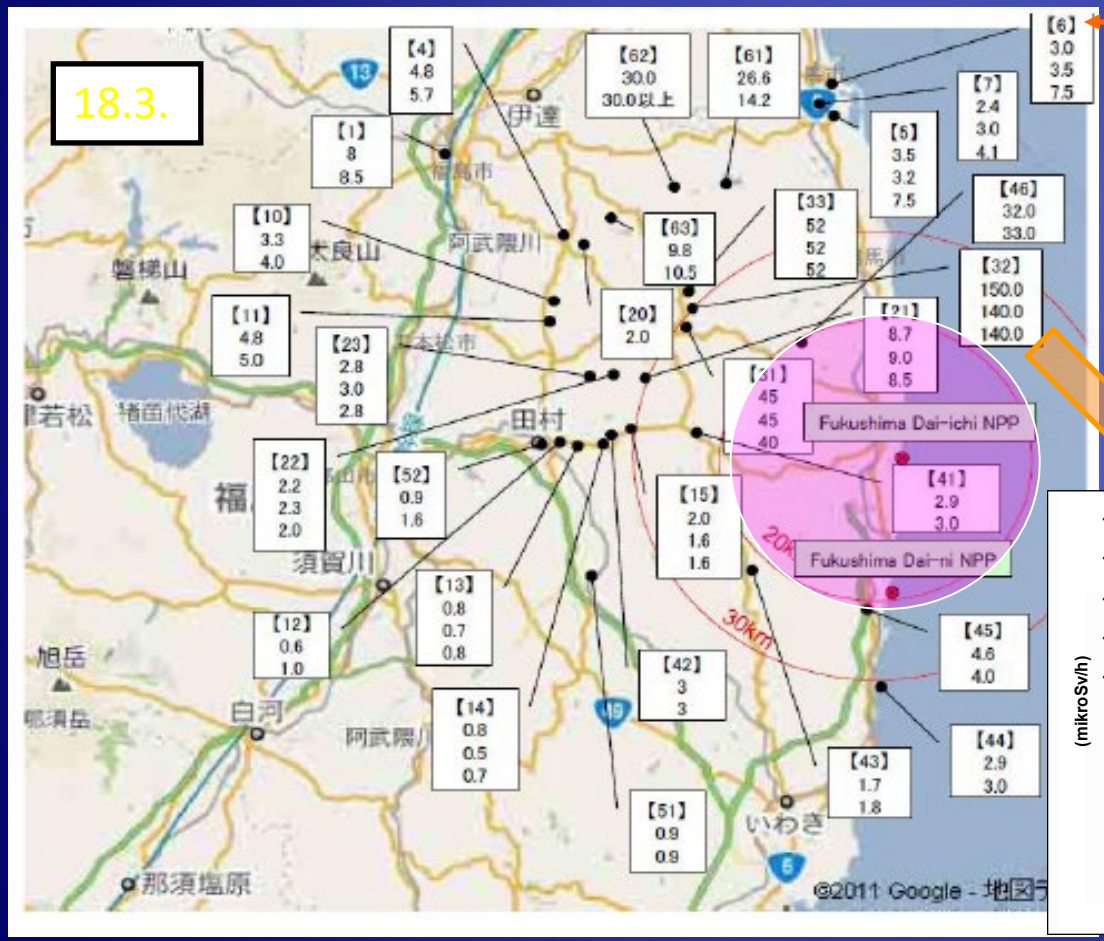


CC BY SA

Havarijní opatření v okolí

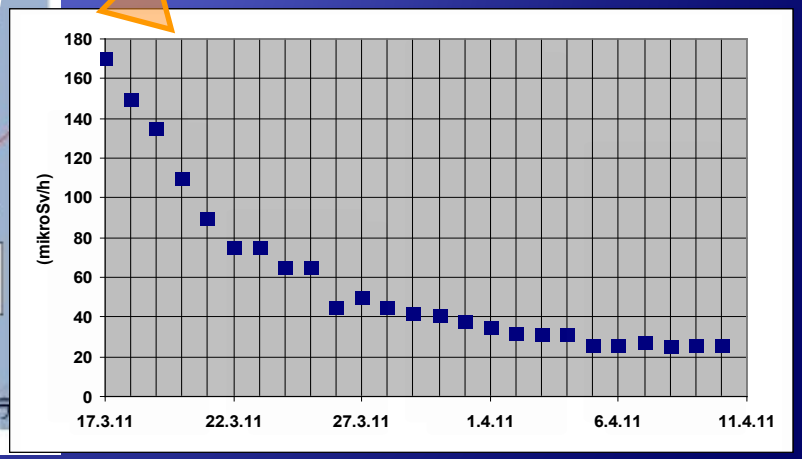
16.3. dokončena evakuace 160 tis. obyvatel do 20 km od JE

obyvatelům ve vzdálenosti 20 až 30 km doporučeno ukrytí



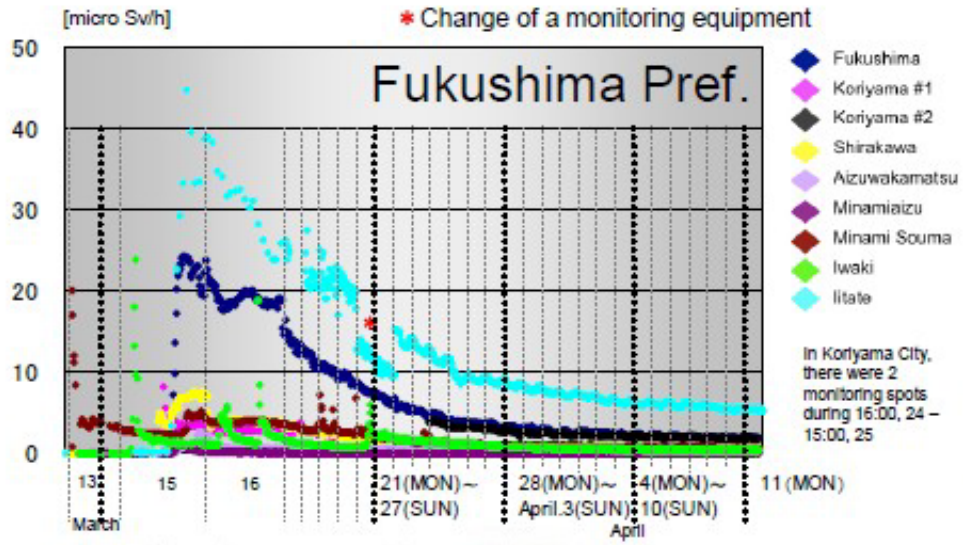
číslo měř. bodu

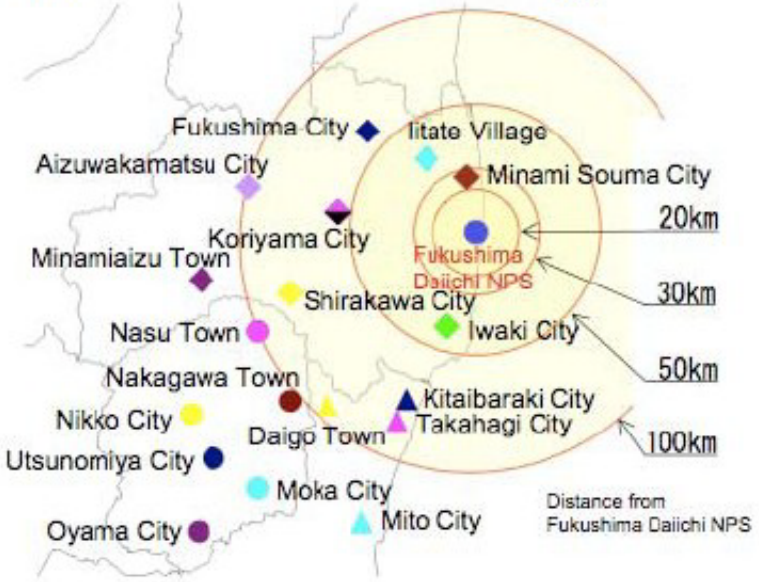
dávkový příkon (mikroSv/h)

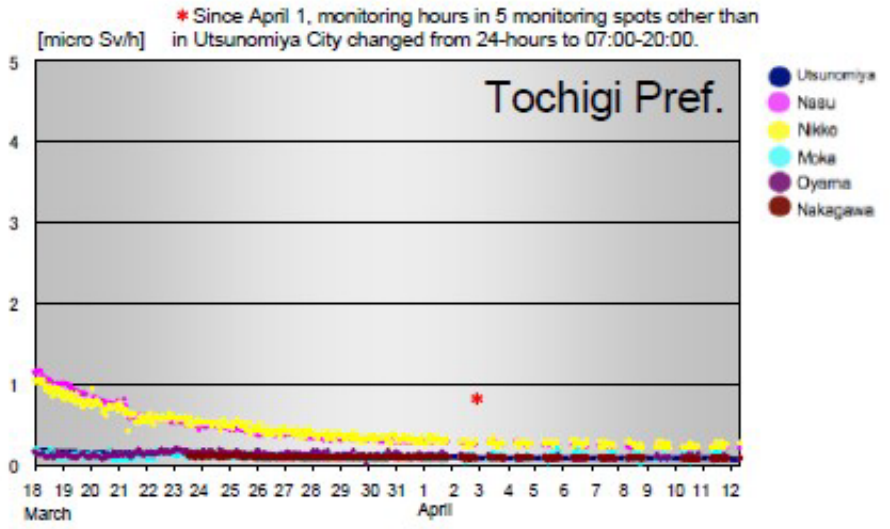


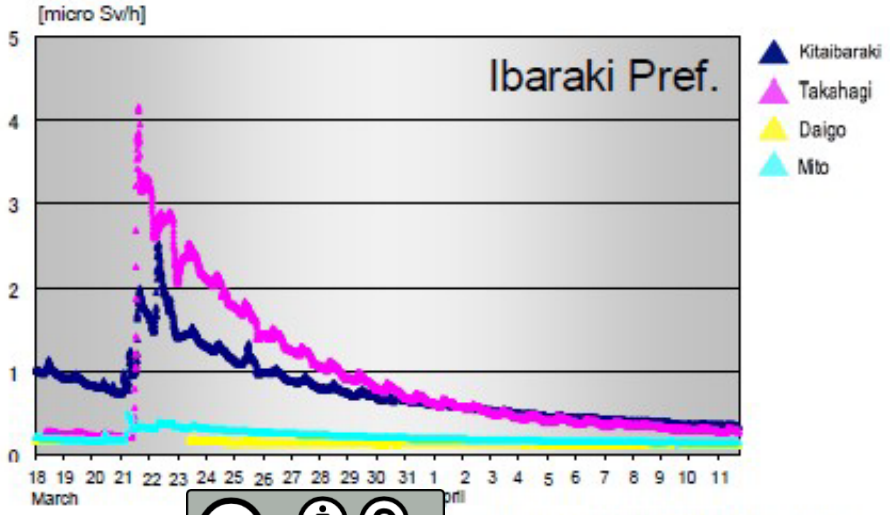
CC BY SA

Dávkové příkony v jednotlivých prefekturách a místech









BY SA

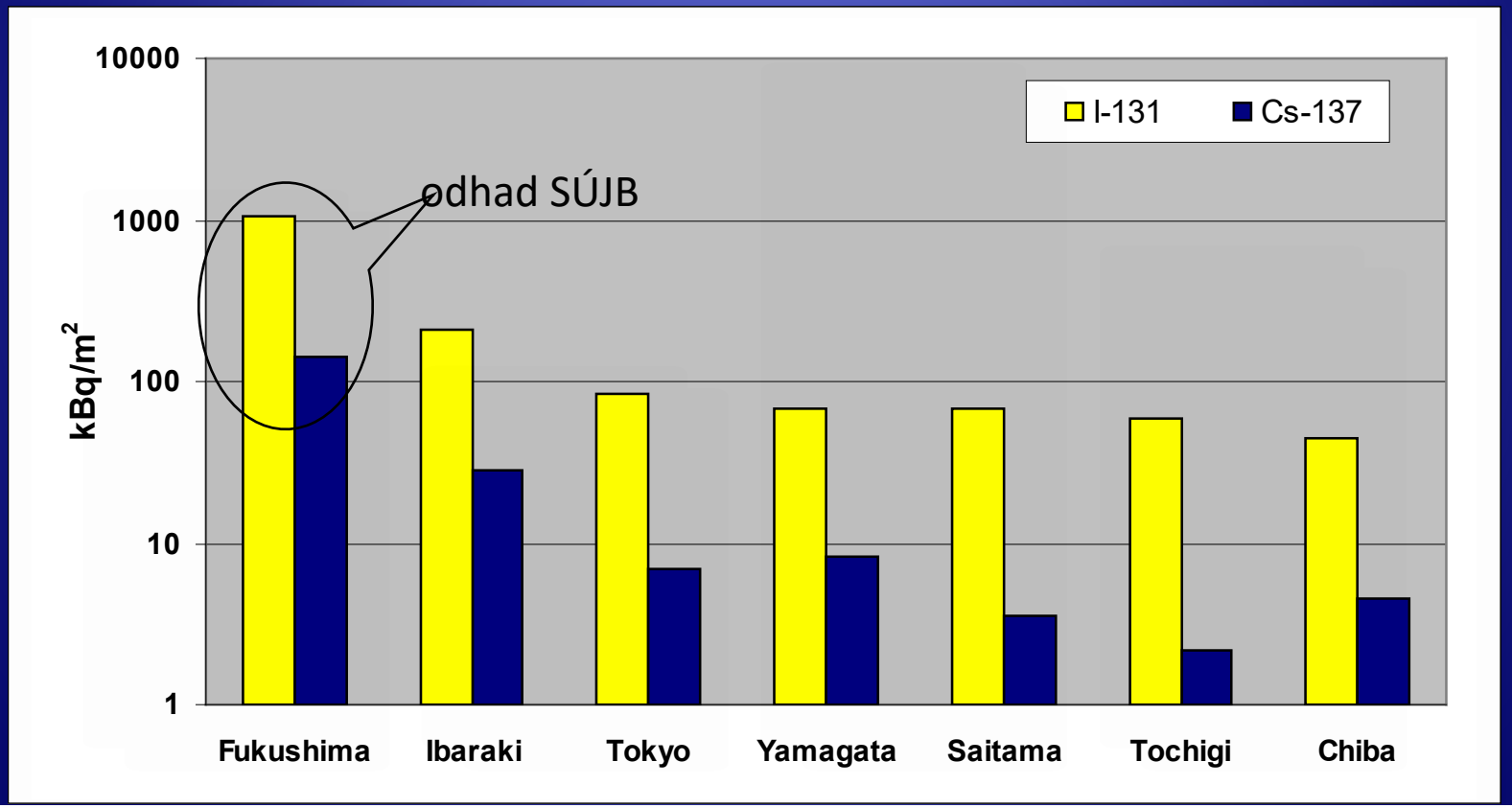
/Fukushima Pref./Ibaraki Pref./Tochigi Pref.
gures based on the official information.

Updated at 15:00 on April 12 (TUE)

Celkový spad v jednotlivých prefekturách do 24.4.2011

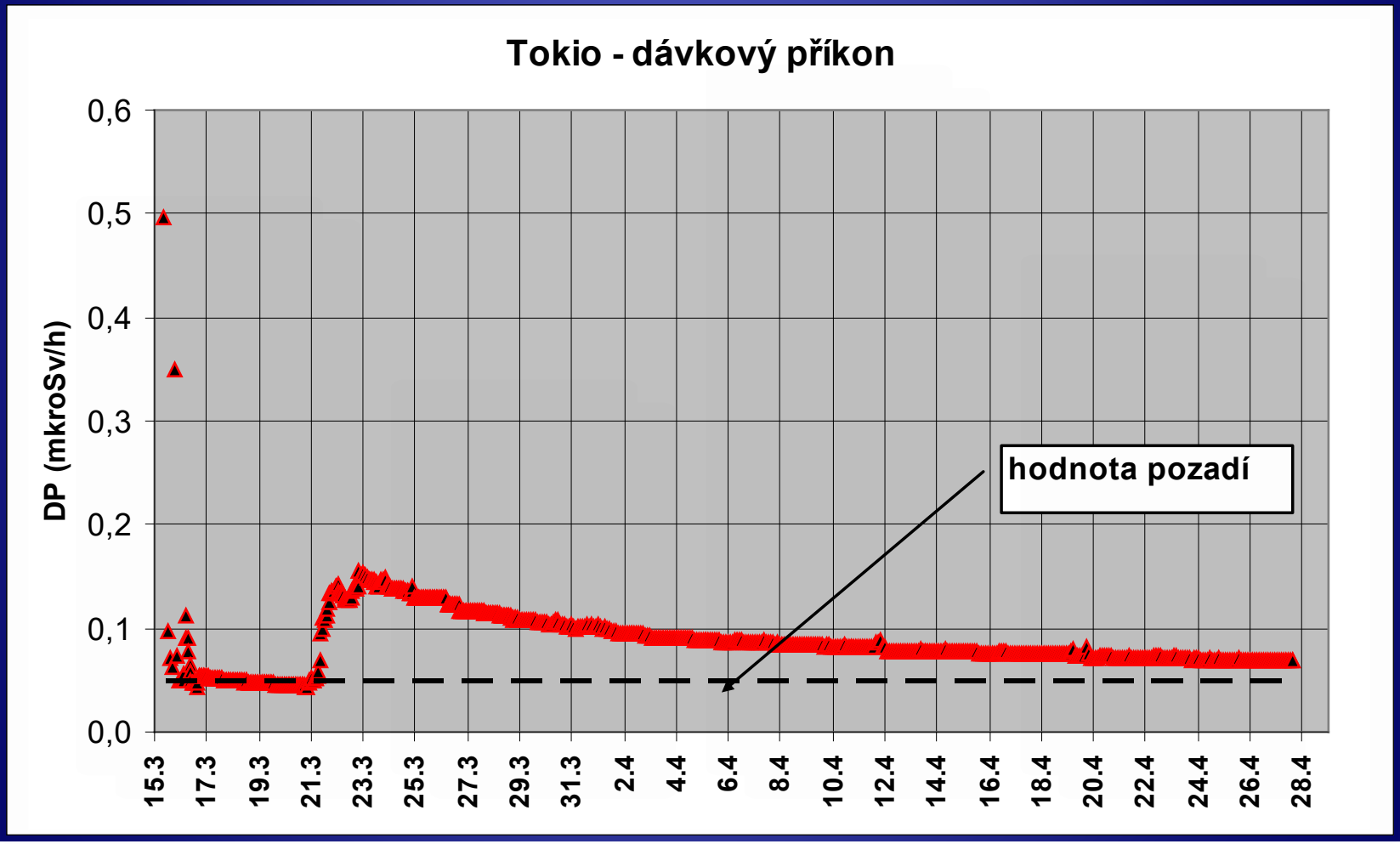
podle údajů MEXT

(pouze prefektury s celkovým spadem I-131 větším než 10 kBq/m^2)



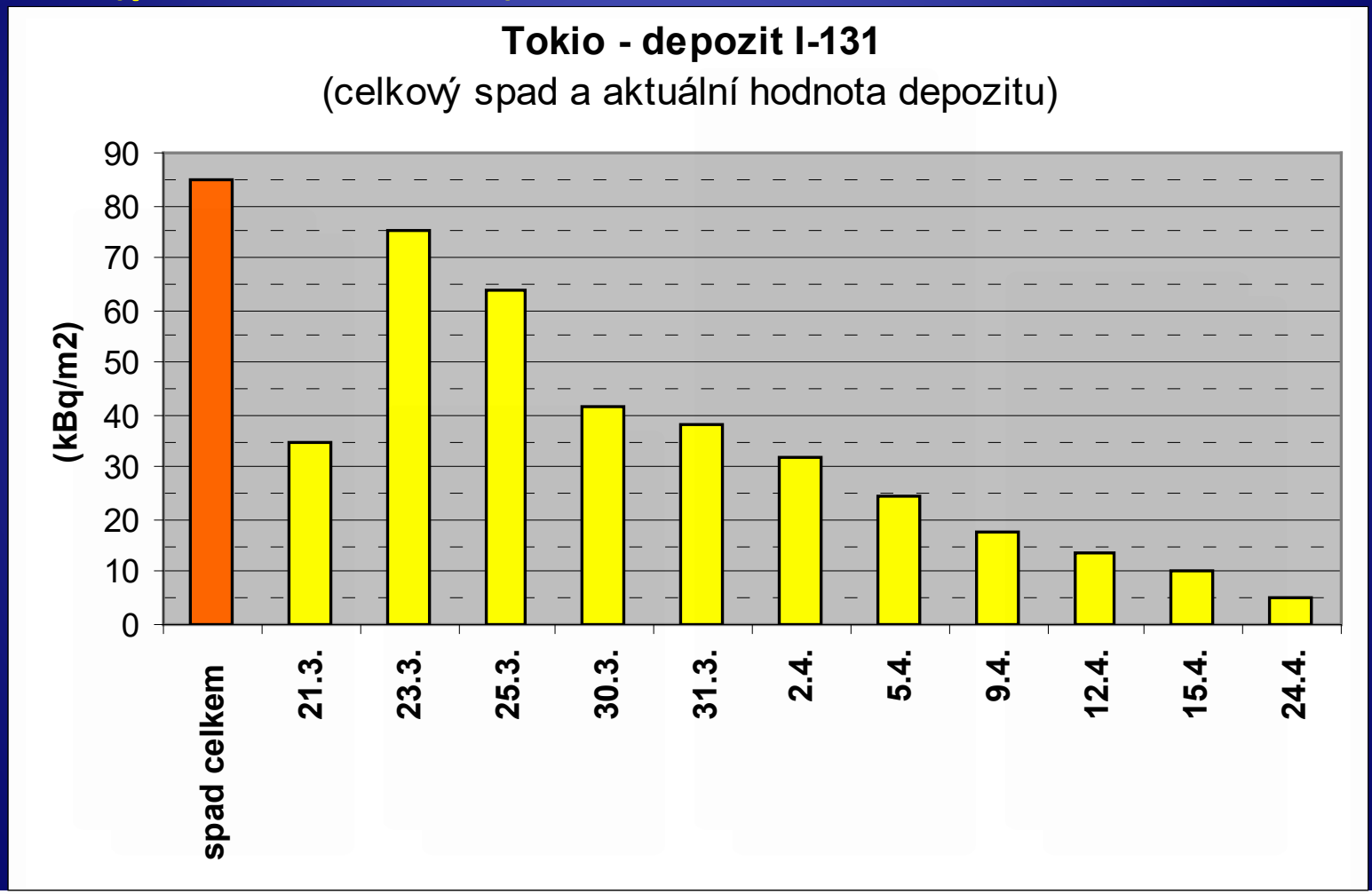
CC BY SA

Radiační situace v Tokiu



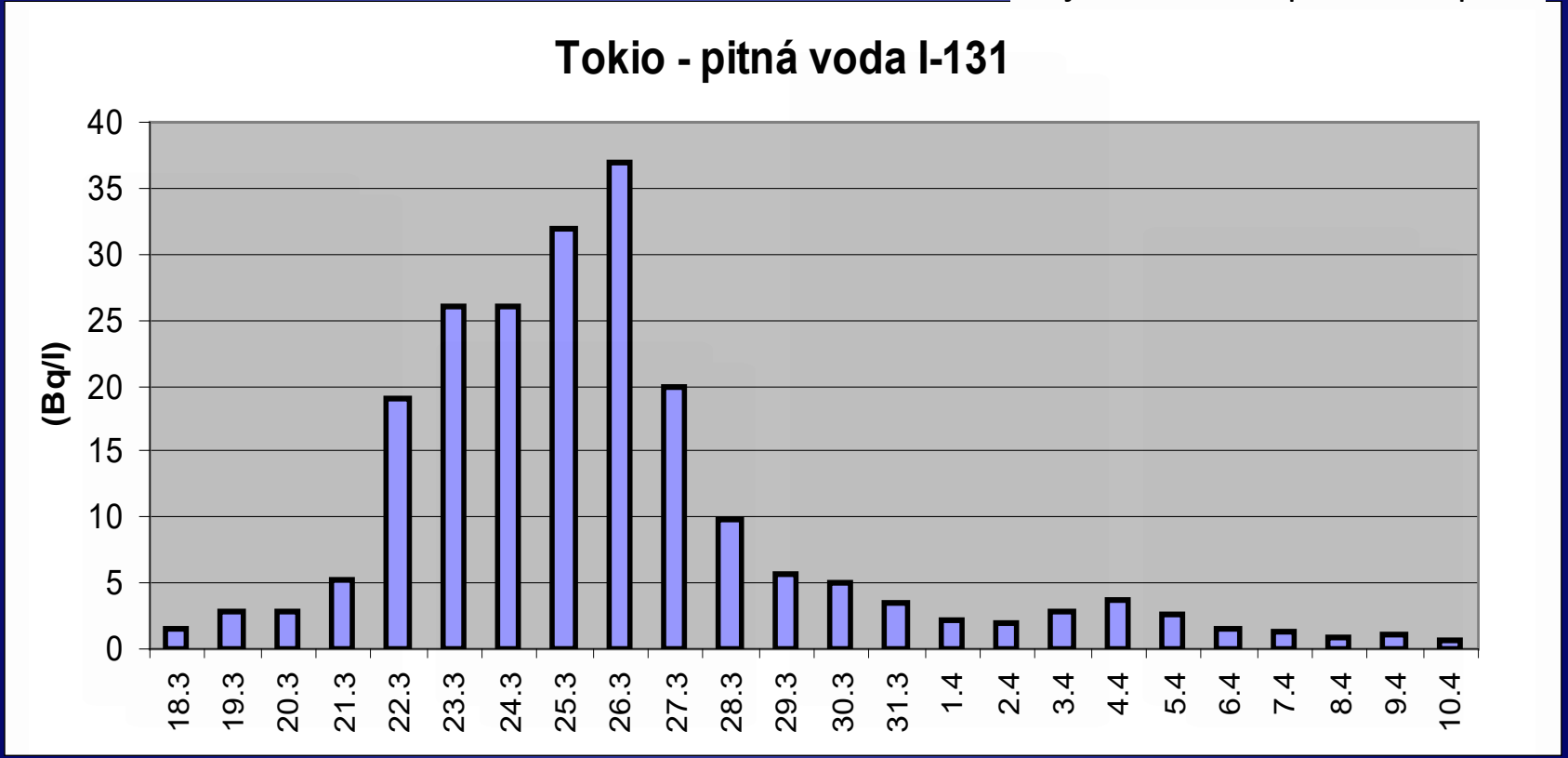
CC BY SA

Radiační situace v Tokiu (pokračování)



Radiační situace v Tokiu (pokračování)

kojenci 100, dospělí 300 Bq/l



CC BY SA

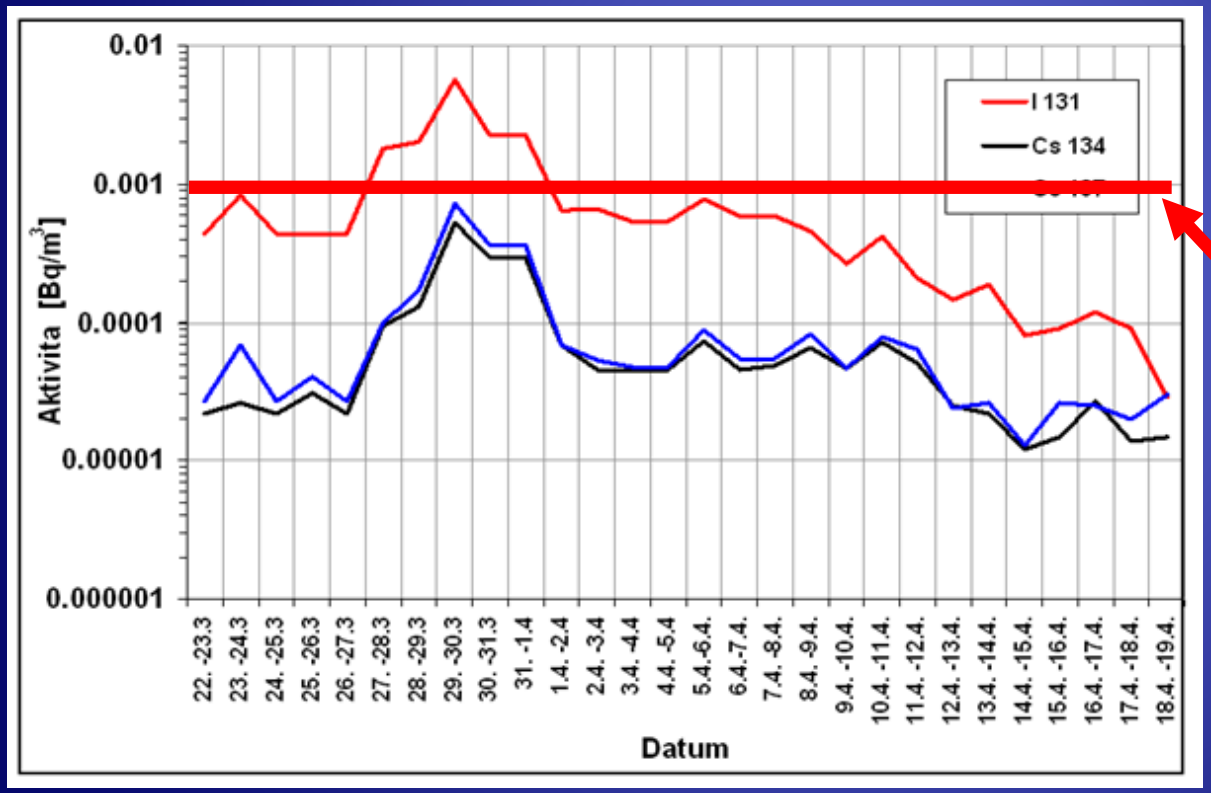
Porovnání Fukušima - Černobyl

	Fukušima 2011	Černobyl 1986
příčina nehody	**živelná pohroma**	**hrubé chyby obsluhy**
poškození reaktorové nádoby	**žádné resp. malé (u bloku 2)**	**totální - úplné odkrytí paliva**
typ úniku	**přízemní**	**výškový**
mrtví ozářením	**0**	**47 (do roku 2004)**
únik do okolí (Bq)	**I-131 $\sim 10^{17}$** **Cs-137 $\sim 10^{16}$** **⇒ INES 7**	**I-131 $\sim 10^{18}$** **Cs-137 $\sim 10^{17}$** **⇒ INES 7 (protože větší stupeň není)**

CC BY SA

Opatření v ČR

Kontinuální měření kontaminace ovzduší na 10 měřících místech v ČR, maximální naměřené hodnoty:



Dýchání takové aktivity vzduchu po celý ROK by způsobilo ozáření 0,00006 mSv.

(Přírodní ozáření jen z podloží země a z kosmu dělá ročně cca 1 mSv.)

Poznámka: V r. 1986 byl vzduch v ČR po černobylské havárii kontaminován cca 1000x více.

CC BY SA

Opatření v ČR (pokračování)

Informování veřejnosti



- zřízení speciální webové stránky a průběžné uvádění a aktualizování informací o stavu JE Fukušima a o radiační situaci v jejím okolí
- odpovědi na stovky dotazů občanů ČR
- informování prostřednictvím masových medií
- pravidelný kontakt s Velvyslanectvím ČR v Tokiu a vydávání doporučení k režimovým opatřením pro občany ČR nacházející se v Japonsku

CC BY SA

Opatření v ČR (pokračování)

Opatření směřující k JE Dukovany a JE Temelín

Na 5. hodnotící konferenci Úmluvy o jaderné bezpečnosti informovala ČR o plánovaných opatřeních na zlepšování jaderné bezpečnosti včetně odezvy na fukušimskou havárii:

1. Provedení zátěžových testů na všech evropských jaderných elektrárnách.
2. Přehodnocení bezpečnosti provozovatelem JE (ČEZ, a. s.).
3. Přezkoumání výsledků státním dozorem (SÚJB).
4. Závěrečné zhodnocení pro Evropskou Komisi provede Skupina evropských jaderných regulátorů (ENSREG).

V roce 2012 bude uskutečněna mimořádní konference Úmluvy, kde budou předneseny národní zprávy o opatřeních vyvozených a uplatněných v souvislosti s událostí na JE Fukušima.

CC BY SA



Home | About Us | Work Areas | Data Bank | Publications | Delegates Area | Press Room

NEA Nuclear Energy Agency — NEA search engine — Go — OECD

Home > Nuclear safety

Countries
Organisations
European Clearinghouse on the Operational Experience of NPPs
European Nuclear Safety Regulators' Group (ENSREG)
International Atomic Energy Agency
OECD Nuclear Energy Agency
Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)
World Association of Nuclear Operators (WANO)
Event information websites
Contact

Actions taken by regulatory bodies following the Fukushima Daiichi nuclear accident

The following is a collection of information on activities undertaken nationally and internationally following the Fukushima Daiichi nuclear accident. Regulatory authorities from 23 countries, along with 4 regional and 3 international organisations, have contributed information on national response activities, stress tests reports, and complimentary activities and assessments to the stress tests. This page will be updated periodically as information becomes available.

One-stop download:

Zip file of reports and updates from 24 countries

This file includes EU stress test country progress reports, Canada, India, Japan, Korea, UK (non-ST report), US, and IAEA Action Plan from September - October 2011.

Countries

Belgium | Bulgaria | Canada | Czech Republic | Finland | France | Germany | Hungary | India | Japan | Korea (Republic of) | Lithuania | The Netherlands | Romania | Slovakia | Slovenia | Spain | South Africa | Sweden | Switzerland | United Arab Emirates | United Kingdom | United States

Belgium

- September 2011: Belgium Progress Report (682 KB pdf); ENSREG link

Top

Bulgaria

- September 2011: Bulgaria Progress Report (242 KB pdf); ENSREG link

Top

Canada

- October 2011 CNSC Management Response to the Fukushima Task Force Report (197 KB); CNSC link
- October 2011 Fukushima Task Force Report (2.7 MB); CNSC link
- July 2011:Nuclear Power Plant Safety Review Crtieria
- 20 April 2011: CNSC's Fukushima Task Force Terms of Reference
- April 2011: Canada's Response to Events in Japan, Presentation made at the 5th Review Meeting of the Convention on Nuclear Safety
- 17 March 2011: Direction to Licensees, Letter to Bruce Power attached as example; Reply by licensees to CNSC by 29 April 2011:
- CNSC Announces the Establishment of a Fukushima Lessons Learned Task Force

Top

Czech Republic

- September 2011: Czech Republic Progress Report (74 KB pdf); ENSREG link

Top

Finland

- September 2011: Finland Progress Report (565 KB pdf); ENSREG link
- 16 May 2011: STUK Report to Finnish ministry on safety of NPPs; Press release
  - STUK states that although there is no need for immediate safety improvements, there is reason for

Informace o aktivitách jaderných dozorů v 23 zemích po Fukushimě

http://www.oecd-nea.org/nsd/fukushima/

VSCHT\NEA-Actions-after-Fukushima-11129.doc

CC BY SA

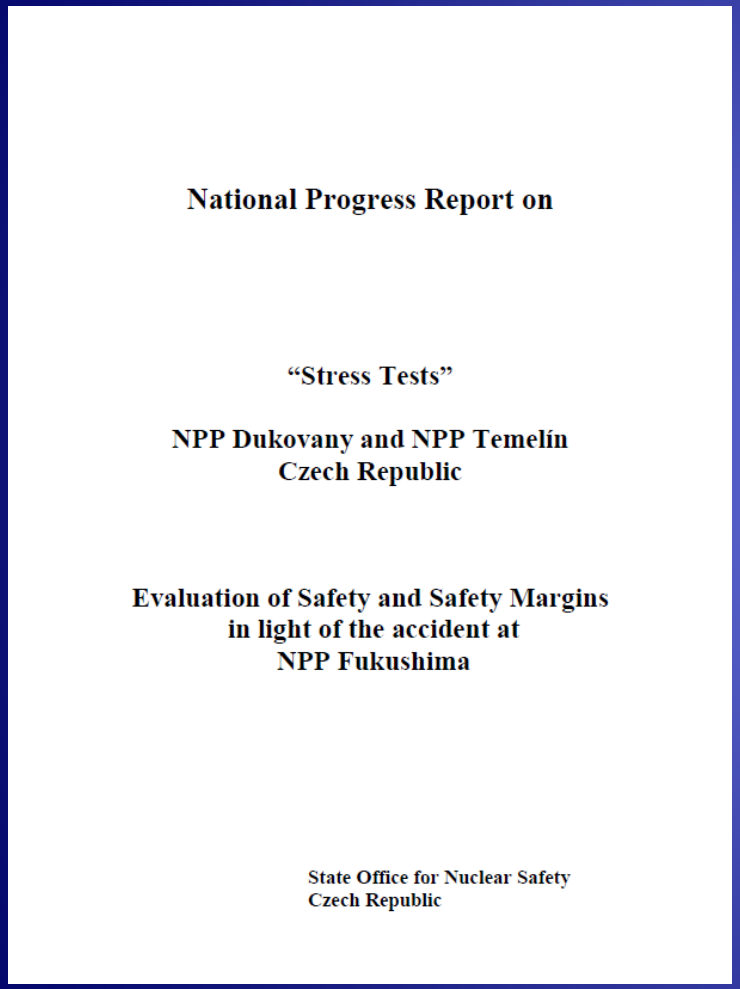
FUKUSHIMA

G:\JAPONSKO\11129-NEA-Post-Fukushima-actions

Název	Velikost	Změněno
..		29.11.2011 11:09:44
Belgium_2011_09_15 National progress report _2011 09 14_ - ...	682 KB	6.10.2011 8:32:34
Bulgaria_2011_09-15_Progres Report_final.pdf	424 KB	6.10.2011 9:25:18
Canada_2011_10_CNSC-Fukushima-Task-Force-Report_e.pdf	2 720 KB	2.11.2011 11:51:48
Canada_2011_10_Management-Response-to-Fukushima-Tas...	197 KB	3.11.2011 9:56:34
Czech Repiublic_2011_09_15_National_Progress_Report.pdf	75 KB	6.10.2011 9:22:20
Finland_2011_09_15_National Progress Report.pdf	565 KB	6.10.2011 9:19:00
France_2011_09_15 Preliminary report_110916 ECS Rapport ...	271 KB	6.10.2011 8:19:54
Germany_2011_09_15_Progress_Report_13Uhr.pdf	507 KB	6.10.2011 9:16:32
Hungary_2011_09_14 CBF_E_NJ_en_signed.pdf	1 303 KB	14.9.2011 17:16:06
IAEA Fukushima Action Plan September 2011.pdf	219 KB	19.9.2011 15:12:18
India 2011_03_28 press release.pdf	62 KB	6.10.2011 9:34:16
India_2011_09_05_PR External Events_P050911.pdf	168 KB	6.10.2011 9:33:26
Japanese Government 2nd Report to IAEA Attachments.pdf	4 873 KB	19.9.2011 13:52:14
Japanese Government 2nd Report to IAEA.pdf	31 326 KB	19.9.2011 13:53:28
japanreport0911 report 2 summary.pdf	1 382 KB	19.9.2011 13:16:28
Korea_2011_08 Policy 00 Government Response to Fukushim...	1 832 KB	8.9.2011 14:53:32
Lithuania_2011_09_15_National Progress Report_VATESI_gal...	368 KB	6.10.2011 9:12:44
Netherlands_2011_09_15 Progress_report_stresstest_NL.pdf	270 KB	6.10.2011 8:23:58
Romania_2011_09_15_National Progress Report on NPP Stre...	1 656 KB	6.10.2011 9:07:02
Slovakia_2011_09-15_Interim_national_report_Stress_tests.pdf	1 364 KB	14.9.2011 17:14:42
Slovenia_2011_09_15_Progress Rpt_Slovenian_nuclear_powe...	2 292 KB	6.10.2011 8:56:24
Spain_2011_09_15_Progress Rpt_Informe preliminar.pdf	571 KB	6.10.2011 9:04:10
Sweden_2011_09_15_Swedish national progress report - Stre...	1 118 KB	6.10.2011 9:00:54
Switzerland_2011_09_15_Appendix Swiss_Progress Report_E...	844 KB	6.10.2011 8:37:00
Switzerland_2011_09_15_Progress Report_E_Rev1.pdf	800 KB	6.10.2011 8:36:20
UK_2011_10_final report_not EU stress test.pdf	6 440 KB	14.10.2011 14:28:24
USA_2011_08_26_0117scy.pdf	95 KB	16.9.2011 19:41:56
USA_2011_09_09_0124scy.pdf	237 KB	16.9.2011 19:41:42
USA_2011_10_03_SECY 011-0137.pdf	216 KB	10.10.2011 8:07:24
USA-presentation slides_nrc-staff-20110914.pdf	150 KB	16.9.2011 19:46:20

CC BY SA

FUKUSHIMA – Stress test report ČR



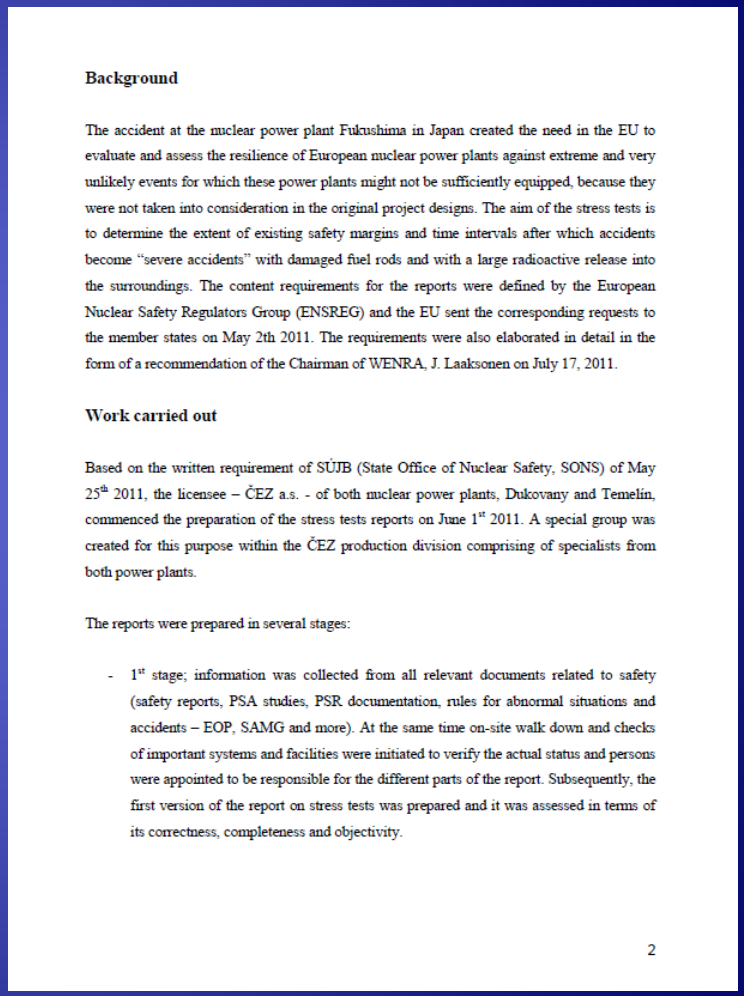
National Progress Report on

"Stress Tests"

NPP Dukovany and NPP Temelín
Czech Republic

Evaluation of Safety and Safety Margins
in light of the accident at
NPP Fukushima

State Office for Nuclear Safety
Czech Republic



Background

The accident at the nuclear power plant Fukushima in Japan created the need in the EU to evaluate and assess the resilience of European nuclear power plants against extreme and very unlikely events for which these power plants might not be sufficiently equipped, because they were not taken into consideration in the original project designs. The aim of the stress tests is to determine the extent of existing safety margins and time intervals after which accidents become "severe accidents" with damaged fuel rods and with a large radioactive release into the surroundings. The content requirements for the reports were defined by the European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) and the EU sent the corresponding requests to the member states on May 2th 2011. The requirements were also elaborated in detail in the form of a recommendation of the Chairman of WENRA, J. Laaksonen on July 17, 2011.

Work carried out

Based on the written requirement of SÚJB (State Office of Nuclear Safety, SONS) of May 25th 2011, the licensee – ČEZ a.s. - of both nuclear power plants, Dukovany and Temelín, commenced the preparation of the stress tests reports on June 1st 2011. A special group was created for this purpose within the ČEZ production division comprising of specialists from both power plants.

The reports were prepared in several stages:

- 1st stage; information was collected from all relevant documents related to safety (safety reports, PSA studies, PSR documentation, rules for abnormal situations and accidents – EOP, SAMG and more). At the same time on-site walk down and checks of important systems and facilities were initiated to verify the actual status and persons were appointed to be responsible for the different parts of the report. Subsequently, the first version of the report on stress tests was prepared and it was assessed in terms of its correctness, completeness and objectivity.

2

CC BY SA

FUKUSHIMA - reference

- JAPONSKO\nejedly.blog.idnes.cz_c_181735_Zemetreseni-v-Japonsku-a-.pdf
- JAPONSKO\Japan-CNN-Status report.doc
- JAPONSKO\ATOMS-in-Japan-2011-03-18.pdf
- JAPONSKO\www.iaea.org_newscenter_news_tsunamiupdate01.pdf
- JAPONSKO\Power-GenWorldwide.com-Timeline-of-events-in-Japan.doc
- JAPONSKO\Sequence-Fukushima-after-Earthquake-2011-03-18.pdf
- JAPONSKO\www.sujb.cz__c_id=1079.pdf

CC BY SA

Úkol

- Zhodnoťte ekologické dopady nejvýznamnějších jaderných havárií (TMI, Černobyl, Pakš, Fukušima…)
- Vypracujte prezentaci na 5 – 10 minut.

CC BY SA

Děkuji za pozornost



Ing. Josef Dušek, CSc.
ÚJV Řež a.s.
Tel: (+420) 266 172 452
E-mail: dus@ujv.cz

OPPA PRAHA PRAGUE PRAGA
EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti

CC BY SA

VŠCHT PRAHA

EVROPSKÁ UNIE
Evropské strukturální a investiční fondy
Operační program Výzkum, vývoj a vzdělávání

MINISTERSTVO ŠKOLSTVÍ, MLÁDEŽE A TĚLOVÝCHOVY

13 Radioaktivní odpady

a jejich vliv na prostředí, bezpečnost a ekologii provozů

Bezpečnost a spolehlivost v energetice a průmyslu - M216019

Petr Kovařík

Dílo podléhá licenci Creative Commons 4.0 Česko
Uveďte původ - Zachovejte licenci

Osnova přednášky

- Ekologické a ekonomické dopady RAO
- Ionizující záření, objev radioaktivity a štěpení
- Využití radioaktivity
- Úvod do problematiky nakládání s RAO v ČR
- Popis systému nakládání s RAO v ČR
  - Jaderné elektrárny
  - Institucionální sféra
- Vyhořelé jaderné palivo a způsoby jeho likvidace
- Legislativa
- Radiační ochrana

CC BY SA

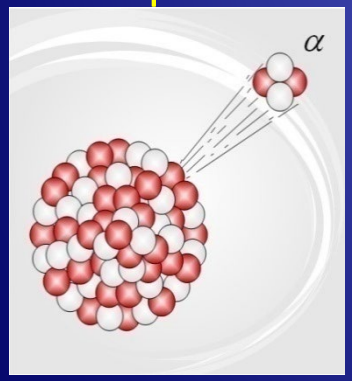
Ekologické a ekonomické dopady RAO

- Vliv na ekologii provozů produkujících RAO
  - Zvláště vysoce aktivní RAO představují významné riziko pro ŽP
  - Nutnost zvláštních opatření a zacházení s RAO pro maximální omezení jejich pronikání do životního prostředí
- Vliv na ekonomiku provozů
  - Je třeba kalkulovat se zvýšenými náklady spojenými s ukládáním RAO
  - Totéž platí pro vyhořelé palivo z jaderných elektráren a výzkumných reaktorů (není RAO)

CC BY SA

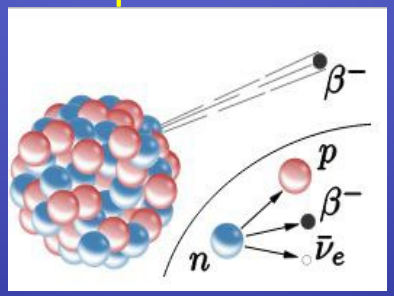
Ionizující záření

- Záření způsobující IONIZACI v prostředí, kterým prochází
  - Částicové (α, β, n, jádra, štěpné trosky, …) nebo vlnové (RTG, γ)
  - Přímo (nabité částice, jádra, apod.) a nepřímo ionizující (neutrony)
- Radioaktivita
  - vlastnost jader některých izotopů (radioizotopů) prvků procházet samovolně jadernou přeměnou a při tom uvolňovat ionizující záření
- Druhy jaderné přeměny:
  - Alfa přeměna



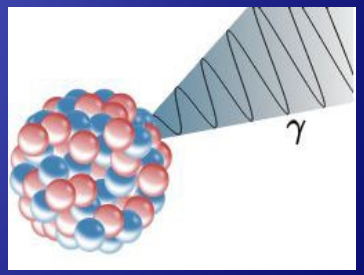
$^{241}Am = {}^{237}Np + \alpha$

Beta přeměna



β^-: $n \rightarrow p + e^- + \nu_e$ (^{90}Sr -> ^{90}Y)
β^+: $p \rightarrow n + e^+ + \nu_e$ (^{54}Mn -> ^{54}Cr)

Gama přeměna

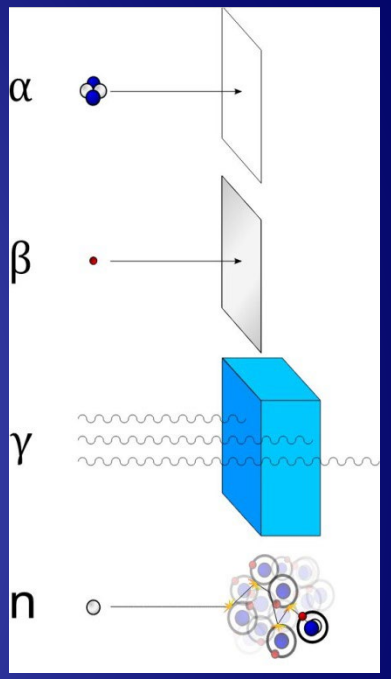


Doprovází většinu přeměn alfa a beta – „**deexcitace**“ nově vzniklých jader

CC BY SA

Ionizující záření – rozdíly?

- Průchodnost prostředím:
  - Alfa – zastaví se o list papíru
  - Beta – zastaví se o alobal
  - Gamma – oslabuje se v závislosti na hustotě mat.
  - Neutrony – zpomalují je lehké prvky (H, B, apod.)



- Toxicita
  - Vnitřní kontaminace: POZOR na ALFA!!!
  - Ozáření – Pozor na GAMMA!!!



- Stínění? Jaké znáte druhy stínění?

CC BY SA

Ionizující záření - stínění

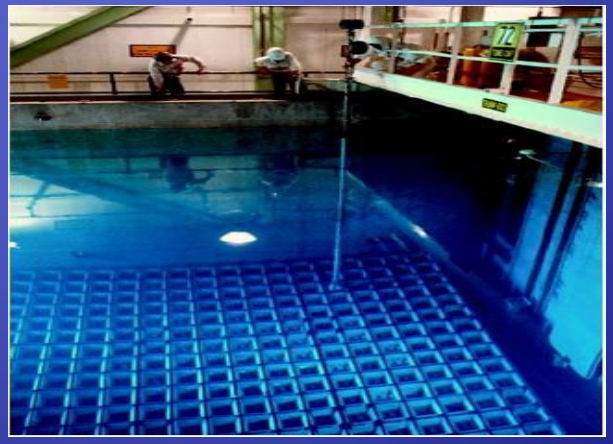




Olověné cihly



Ochuzený uran



Voda ve skladovacích bazénech VJP

CC BY SA

Radiační ochrana při nakládání s RAO

- Princip ALARA = as low as reasonably achievable (minimalizace rizika na nejmenší prakticky dosažitelnou úroveň)

- 4 způsoby ochrany před IZ:
  - Zkrácení doby expozice
  - Vzdálenost
  - Stínění
  - Kontejnment

- Ochrana před vdechnutím/pozření radionuklidů (aerosoly, prachové částice):
  - Respirátory, polomasky, celoobličejové masky, dýchací přístroje

- Ochrana před povrchovou kontaminací těla:
  - Celotělové obleky Tyvek, speciální obleky („bublíny“), rukavice, obuv

CC BY SA

Jednotky Radioaktivity

- Aktivita – počet přeměn jader za jednotku času (Bq, Ci)
- $A_m = A/m$ [Bq/g]
- $A_V = A/V$ [Bq/l]
- $A_S = A/S$ [Bq/cm^2]

CC BY SA

Veličiny popisující účinky

- Ekvivalentní dávka H_T - součin radiačního váhového faktoru w_R uvedeného v Tab. 1 a střední absorbované dávky D_{TR} v orgánu nebo tkáni T pro ionizující záření R, nebo součet takových součinů, jestliže pole ionizujícího záření je složeno z více druhů nebo energií.

- Efektivní dávka E - součet součinů tkáňových váhových faktorů w_T uvedených níže v Tab. 2 a ekvivalentní dávky H_T v ozářených tkáních nebo orgánech T.

- Kolektivní efektivní, popř. ekvivalentní dávka S - součet efektivních, popř. ekvivalentních dávek všech jednotlivců v určité skupině.

- Příjem - aktivita radionuklidu přijatá do lidského organizmu z prostředí, obvykle požitím (ingescí) nebo vdechnutím (inhalací).

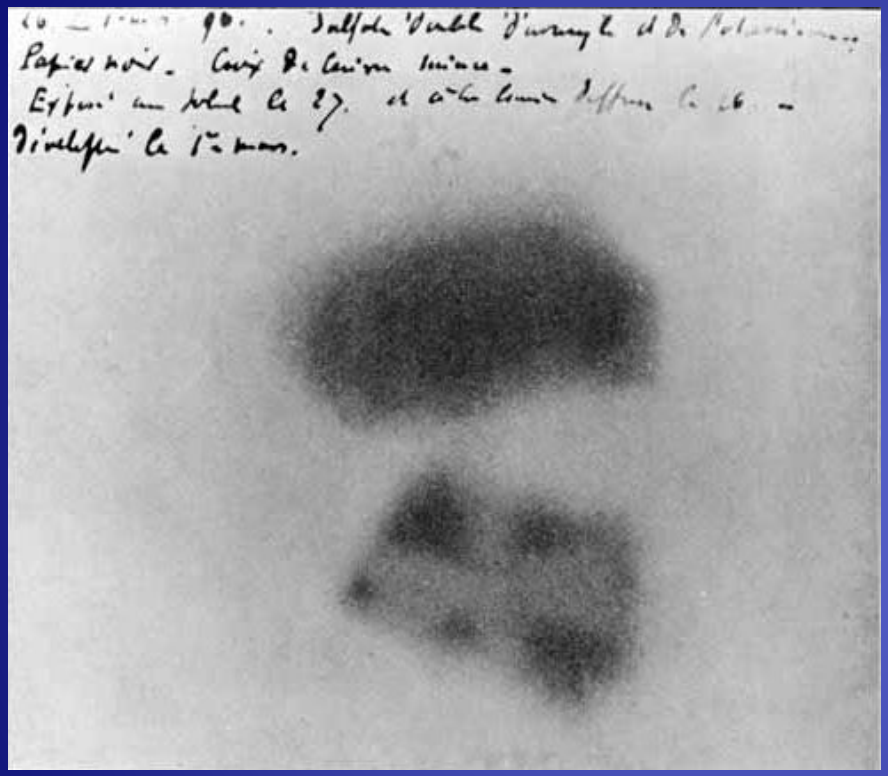
CC BY SA

Ionizující záření – objev radioaktivity

- 1895 – Roentgen – objev paprsků X
- 1896 – Bequerel - objev souvislosti mezi fosforescencí uranových solí a paprsků X (krystaly síranu uranyl-draselného zabalené do papíru zbarvují fotografickou desku) – objev radioaktivity

CC BY SA

Ionizující záření – objev radioaktivity



- Bequerelova fotografická deska (Wikipedie)

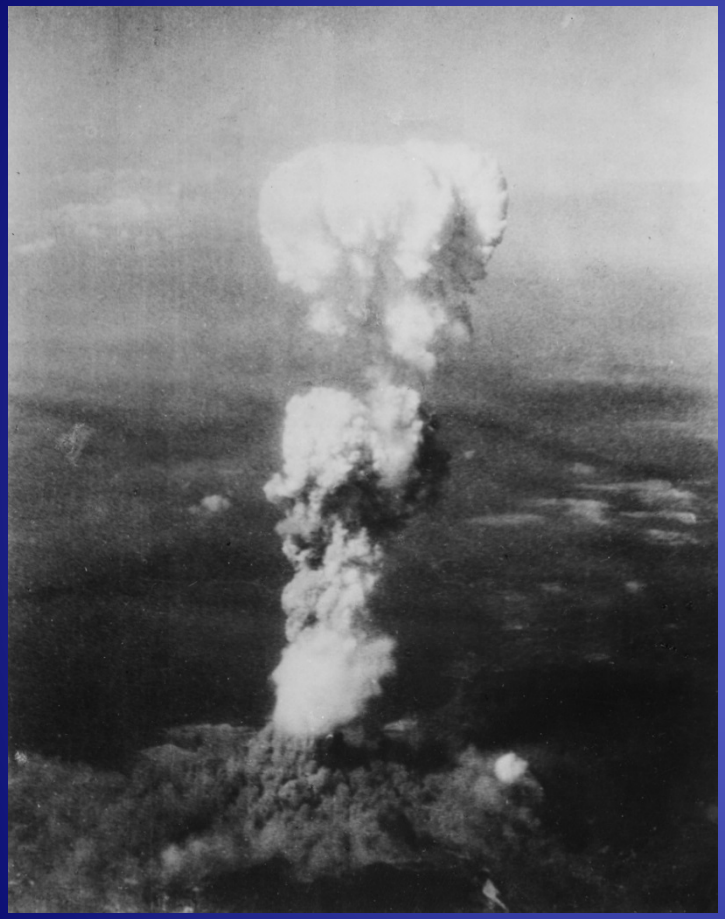
CC BY SA

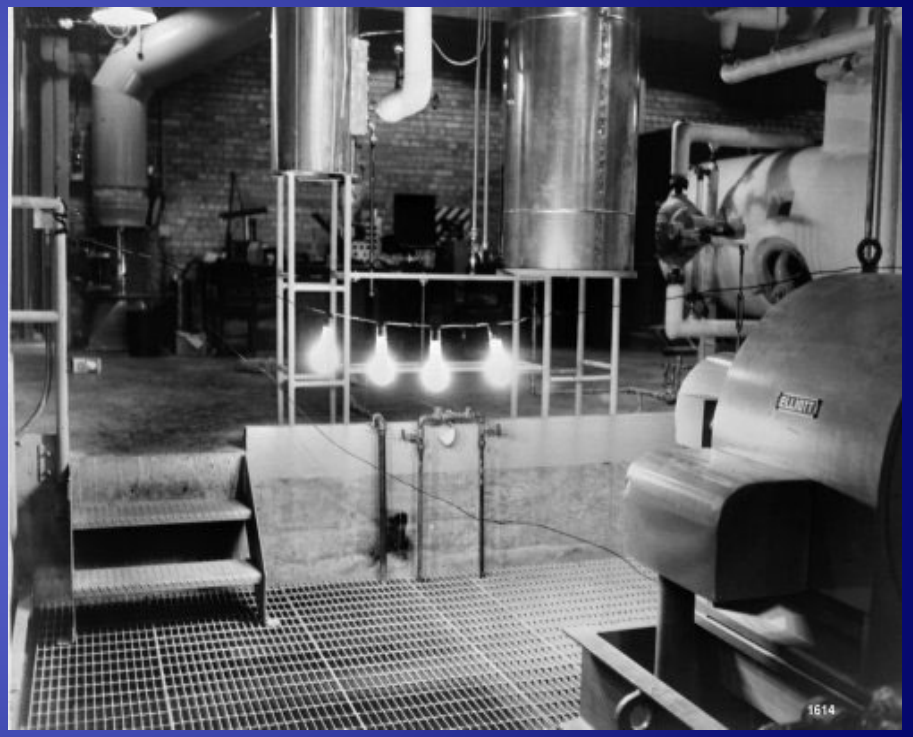
Začátek éry uranu

- 1934 – Fermi – bombardování U neutrony produkuje beta záření
- Hahn, Strassmann – objev štěpení
- 1939 - Meitnerová, Frisch – fyzikálně objasnili a nazvali jev „jaderným štěpením“
- Fermi – hypotéza „udržitelnosti“ reakce … potvrzena (2,5 neutr. na šť.) a dále zaměření na vývoj jaderných zbraní
- 2.12.1942 – Chicago Pile – první jaderná řetězová reakce:
  - 360 tun grafitu, 53 tun UO2, 5,5 tuny kovového uranu
  - Tým Enrica Fermiho – část Manhattan projektu
- Vývoj atomové bomby:
  - Dva typy:
    - Uranová – „Little Boy“ – Hirošima (6.8.1945)
    - Plutoniová – „Fat Man“ – Nagasaki (9.8.1945)
- 20.12.1951 – EBR-I (Idaho, USA) – první vyrobil elektřinu
- 27.6.1954 – JE Obninsk (SSSR) – první JE připojená do sítě

CC BY SA

Nový začátek éry uranu – dvě poprvé…



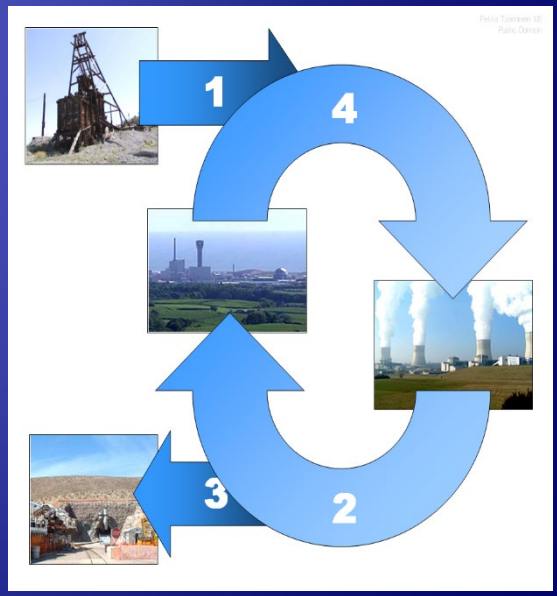


Zdroj energie, který umí ničit i pomáhat (zdroj Wikipedie)

CC BY SA

Využití ionizujícího záření (současnost)

- Jaderná energetika
  - 6,3% světové energie (15% světové elektrické energie) - stav 2005
  - 436 energetických reaktorů ve 31 zemích – prosinec 2009
  - ČR (30%) – Temelín (2x 1000 MW),
    Dukovany (3x460 MW, 500 MW)



Produkce radioaktivních odpadů

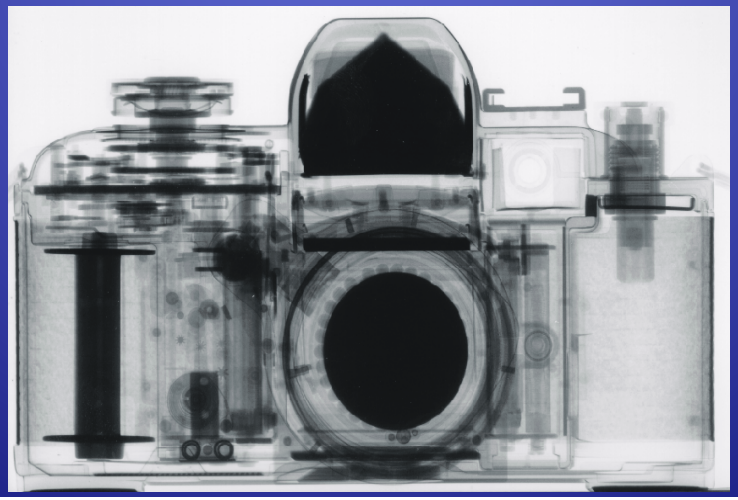
Produkce vyhořelého jaderného paliva

CC BY SA

Využití ionizujícího záření (současnost)

- Průmyslové aplikace
  - Defektoskopie, radiografie
    - Měřený objekt je vložen mezi zdroj záření a detektor
    - RTG nebo Gamma (192-Ir) – penetruje látkou – různá hustota materiálu
  - Hustoměry, hladinoměry
  - Ionizační hlásiče požáru
  - Značkovače (chová se stejně jako neaktivní izotop – např. hledání díry v potrubí)





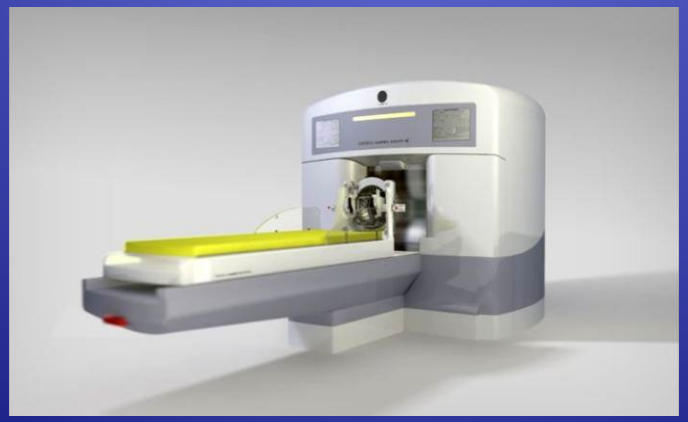


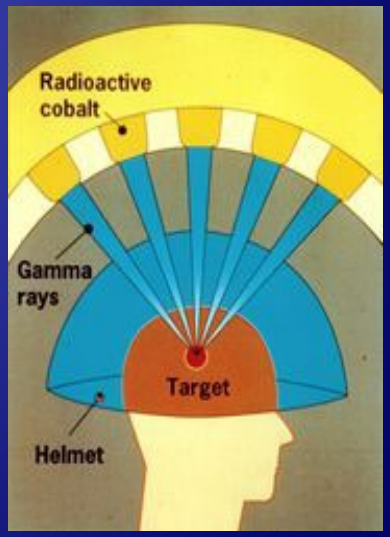
CC BY SA

Využití ionizujícího záření (současnost)

- Medicína, biologie, sterilizační účely
  - RTG (sciagrafie, sciaskopie – polovodičové desky)
  - Radiační terapie – ozařování (Gamma nůž – Homolka)
  - Nukleární medicína – radiofarmaka
- Sterilizace nástrojů – výhoda: objekt může být zabalen (Bítýška)







CC BY SA

Úvod do problematiky nakládání s RAO v ČR

- Radioaktivní odpady jsou:

„Látky, předměty nebo zařízení obsahující radionuklidy nebo jimi kontaminované, pro něž se nepředpokládá další využití.“



CC BY SA

Úvod do problematiky nakládání s RAO v ČR (pokračování)

- Původci radioaktivních odpadů v ČR:

Jaderně energetická sféra

Jaderné elektrárny (provozní RAO, RAO z vyřazování z provozu, RAO z těžby rudy)

Institucionální sféra

Výzkumné ústavy (kontaminované ochranné pracovní pomůcky, použité laboratorní vzorky)

Průmysl (uzavřené radionuklidové zářiče používané např. v hustoměrech, defektoskopii; ionizační hlásiče požáru; odpady z výroby uzavřených radionuklidových zářičů, apod.)

Nemocnice (kontaminované materiály z lékařského použití radionuklidů)

Radioaktivní odpady z **vyřazování pracovišť s ionizujícími zářiči z provozu** (kontaminované technologické celky – nádrže, apod.)

Úvod do problematiky nakládání s RAO v ČR (pokračování)

- Zjednodušený popis systému nakládání s RAO v ČR

Jaderně energetické RAO

- Vznik RAO
- Charakterizace a třídění
- Zpracování a úprava v areálu JE (případně uvolnění do ŽP)
- Uložení do ÚRAO Dukovany

Institucionální RAO

- Vznik RAO
- Charakterizace a třídění
- Předání RAO ke zpracování držiteli povolení pro nakládání s RAO
- Zpracování a úprava RAO (případně uvolnění do ŽP)
- Uložení do ÚRAO Richard nebo Bratrství (výjimečně do ÚRAO Dukovany



CC BY SA

Popis systému nakládání s RAO v ČR

Jaderně energetické RAO

- Zdrojem kontaminace v jaderné elektrárně je chladivo primárního okruhu, které je kontaminováno:
  - Korozními produkty (^{60}Co, ^{54}Mn, ^{55}Fe, ^{94}Nb, ^{63}Ni, …),
  - Štěpnými produkty (^{137}Cs, ^{90}Sr, …),
  - Radionuklidy vzniklými aktivací chladiva primárního okruhu a jeho příměsí (^{3}H, ^{14}C).

- Na JE vznikají tyto druhy RAO:
  - Provozní RAO
    - Koncentrát (produkt čištění radioaktivních vod v systému zpracování odpadních radioaktivních vod pomocí odparek; solnost ca. 150 g/l, 100 – 800 kBq/l, vysoký obsah $(BO_3)^{3-}$, Na^+, K^+),
    - pevné RAO, (kontaminované ochranné pracovní pomůcky, vzduchotechnické filtry, atd.)
    - znehodnocené sorbenty a kaly,
    - RAO z údržby a prodlužování provozu.
  - RAO z vyřazování z provozu (po ukončení provozu JE)

CC BY SA

Popis systému nakládání s RAO v ČR

Jaderně energetické RAO (pokračování)

- Třídění a charakterizace RAO
  - Třídění na základě fyzikálně – chemických vlastností a aktivity (kritéria stanovena podle následného způsobu zpracování RAO).
- Uvolňování RAO do ŽP
  - Na základě úředního měření při splnění uvolňovacích úrovní stanovených v povolení SÚJB možno uvolnit do ŽP.
- Technologie používané pro zpracování a úpravu RAO na JE

EDU	ETE
• **KAPALNÉ RAO**	• **KAPALNÉ RAO**
• Sedimentace a odpařování (*vznik koncentrátů*)	• Odstřeďování, dekantace, odpařování (*vznik koncentrátů a kalů*).
• Bitumenační odparka (*úprava koncentrátů*)	• Bitumenační odparka (*úprava koncentrátů*)
• **PEVNÉ RAO**	• **PEVNÉ RAO**
• Nízkotlaké lisování	• Fixace kalů do aluminosilikátové matrice SIAL®
• Vysokotlaké lisování (využito pouze v roce 1996. Pro tento účel byl pronajat superlis od firmy AEA Technology z Velké Británie)	• Nízkotlaké lisování
• Vymírání	• Spalování (formou služby v Studsvik Nuclear AB, Švédsko)
	• Fragmentace
	• Vymírání

CC BY SA

Popis systému nakládání s RAO v ČR

Jaderně energetické RAO (pokračování)

- Přeprava upravených RAO k uložení do ÚRAO Dukovany

- Přeprava z JE Temelín silniční přepravou za dodržení požadavků Evropské dohody o přepravě nebezpečných věcí ADR
- Přeprava v JE Dukovany po vnitropodnikových silnicích



Kontejnery používané pro přepravu sudů s RA odpady z JETE do ÚRAO Dukovany



CC BY SA

Popis systému nakládání s RAO v ČR

Jaderně energetické RAO (pokračování)

- Úložiště radioaktivních odpadů Dukovany
  - V provozu od roku 1995,
  - Kapacita ca. 55 000 m^3 (asi 180 000 sudů) – dostatečné pro provoz obou JE v ČR i při prodloužení životnosti na 40 let (nyní ca. 15 %).



Rok	Celkem	Z toho EDU	Z toho ETE
	Počet jednotek (200 l sud)	Počet jednotek (200 l sud)	Počet jednotek (200 l sud)
2004	1383	928	455
2005	1254	1048	206
2006	1365	905	440
2007	1646	1126	519

Bilance ukládaných RAO na ÚRAO Dukovany

Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti

CC BY SA

Popis systému nakládání s RAO v ČR

Institucionální RAO

- Původci:
  - Výzkumné ústavy a školy (ÚJV Řež a.s., ÚOCHB AV ČR, IKEM, Státní zdravotní ústav, ČVUT, a další)
  - Nemocnice (FN Motol, FN Olomouc, Homolka a řada dalších)
  - Průmysl (výroba uzavřených radionuklidových zářičů, ionizační hlásiče požáru, hustoměry, atd.)

- Zdroje kontaminace jsou různé = různé radionuklidové složení

- Typické příklady institucionálních RAO:
  - Kontaminované OPP,
  - Použité laboratorní sklo a sloučeniny
  - Použité kapalné vzorky, scintilační kapaliny
  - Kontaminované části technologických zařízení
  - Uzavřené radionuklidové zářiče s propadlou zkouškou dlouhodobé stability
  - Použité sanitární prostředky z nemocnic

CC BY SA

Popis systému nakládání s RAO v ČR

Institucionální RAO (pokračování)

- Třídění RAO a charakterizace RAO
  - Je povinností původce třídit RAO podle fyzikálně – chemických vlastností a způsobů následného zpracování.

- Předání RAO držiteli povolení k nakládání s RAO
  - Původce nesmí, pokud není zároveň držitelem povolení k nakládání s RAO, nakládat s RAO v rozsahu jiném než jej shromažďovat, skladovat a třídit.
  - Majoritním zpracovatelem institucionálních RAO v ČR je ÚJV Řež a.s. (95 %).

- Přeprava RAO ke zpracování a úpravě
  - Dle ADR (podle potřeby původce)

CC BY SA

Popis systému nakládání s RAO v ČR

Institucionální RAO (pokračování)

- Technologie pro zpracování a úpravu RAO používané v ÚJV Řež a.s.

Pevné RAO	Kapalné RAO
• Nízkotlaké lisování (29 tun) do 100 L sudů • Fragmentace • Dekontaminace	• Koncentrace odpařováním • Fixace do sorbentu (Experlit) • Přímá „cementáž“

Fragmentace	Dekontaminace
Hydraulické nůžky	Vysávání (průmyslový vysavač s HEPA filtrem)
Mechanická pila	Vysokotlaké vodní otryskávání
Rozbrušování	Chemická dekontaminace
Řezání kyslíko-acetylénovým plamenem	Pěnová dekontaminace
Plazmové řezání (mobilní)	Ultrazvuková vana
Frézování (dělení nádrží, dálkově ovládané)	Otryskávání suchým ledem

CC BY SA

Popis systému nakládání s RAO v ČR

Institucionální RAO (pokračování)







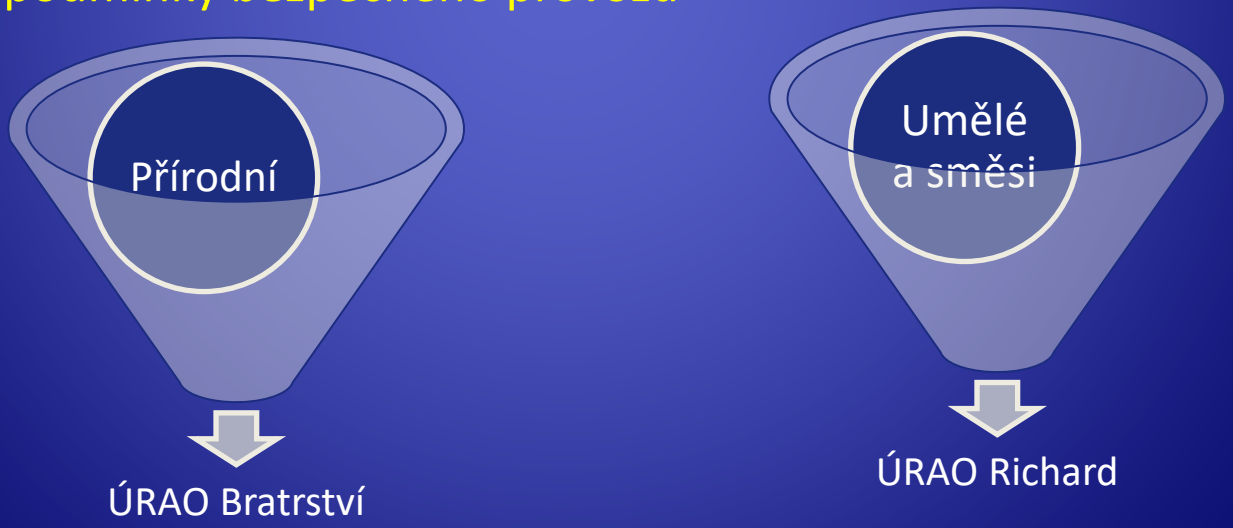
CC BY SA

Popis systému nakládání s RAO v ČR

Institucionální RAO (pokračování)

- Přeprava RAO do ÚRAO
  - Silniční přeprava v souladu s Evropskou dohodou o přepravě nebezpečných věcí ADR.

- Uložení RAO do ÚRAO
  - Podle radionuklidového složení je zvoleno ÚRAO
  - Limity a podmínky bezpečného provozu



CC BY SA

Popis systému nakládání s RAO v ČR

Institucionální RAO (pokračování)

- Úložiště radioaktivních odpadů Bratrství (Jáchymov)
  - V provozu od roku 1972,
  - Kapacita ca. 1 000 m^3

	Uložení		
Rok	Počet jednotek (200 l sud)	Hmotnost (t)	Objem (m3)
2004	70	25,861	14
2005	16	5,267	3,2
2006	96	29,74	19,2
2007	57	18,941	11,4

- Úložiště radioaktivních odpadů Richard (Litoměřice)
  - V provozu od roku 1964,
  - Kapacita ca. 16 000 m^3

	Uložení	Skladování
Rok	Počet jednotek (200 l sud)	Počet jednotek (200 l sud)
2004	289	31
2005	351	5
2006	222	21
2007	318	9

CC BY SA

Popis systému nakládání s RAO v ČR

Institucionální RAO (pokračování)

- Úložiště radioaktivních odpadů Bratrství (Jáchymov)





- Úložiště radioaktivních odpadů Richard (Litoměřice)





EVROPSKÁ UNIE
Evropský sociální fond
Praha & EU: Investujeme do vaší budoucnosti

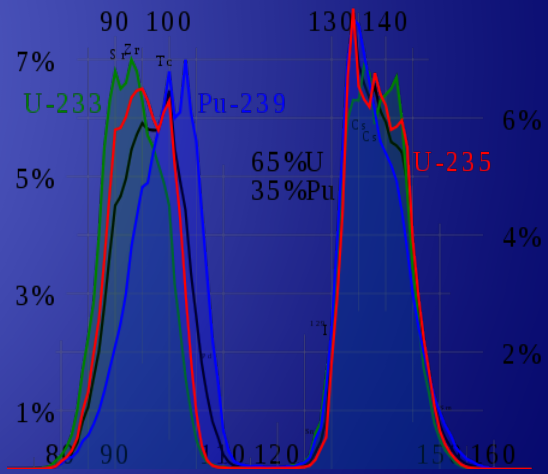
CC BY SA

VŠCHT PRAHA

Vyhořelé jaderné palivo

- Palivo z reaktoru, které je ozářeno a již není účinné pro výrobu elektrické energie (někdy také použité jaderné palivo)

- Složení VJP:
  - 3% hm. štěpné produkty ^{235}U a ^{239}Pu – (^{137}Cs, ^{90}Sr, atd.)
    - ^{90}Sr, ^{137}Cs, ^{99}Tc,^{129}I – středně až dlouhodobé RN
  - 1% hm. ^{239}Pu a ^{240}Pu (vznik z 238-U)
    - Krátkodobé ozařování – více ^{239}Pu
    - Dlouhodobé ozařování – až 20% ^{240}Pu
  - 96% hm. zbylý uran:
    - ^{235}U – méně než 0,83% (původně 4%)
    - ^{236}U – asi 0,4% - „Fingerprint“ – pouze v VJP
  - 0,1% aktinoidy a transurany
  - Celkem je zastoupeno až 1300 radionuklidů



- Není klasifikováno jako odpad, ale jako surovina (alibi? – ne zcela)
  - Přepracováním lze získat palivo do reaktorů

CC BY SA

Vyhořelé jaderné palivo – bilance ČR

- Vznik VJP:
  - Necelých 100 tun VJP vyprodukováno v ČR
  - Skladováno v meziskladech VJP – JE Dukovany, JE Temelín

- Kontejner Castor:
  - Škoda JS, kapacita 84 palivových kazet – ročně asi 5 Castorů





CC BY SA

Vyhořelé jaderné palivo – přepracování – termální reaktory

- Přepracování:
  - Proces výroby jaderného paliva z použitého jaderného paliva
- MOX palivo
  - Mixed oxides – palivo ze směsi dvou a více oxidů (PuO_2, UO_2)
  - Recyklací paliva se zvyšuje jeho energetická využitelnost až o 12% a při obohacení ^{235}U až o 20%
  - Dnes se recykluje pouze 1x a použité MOX palivo je odpadem

- Výroba MOX paliva: UK, Francie, Rusko, Indie, Japonsko, Belgie

- Použití MOX paliva: 30 termálních reaktorů v Evropě (Belgie, Švýcarsko, Německo, Francie)
  - Používají 1/3 – ½ aktivní zóny složené z kazet MOX paliva

CC BY SA

Vyhořelé jaderné palivo – přepracování

- PUREX (Plutonium URanium EXtraction):
  - Kapalinově – kapalinová extrakce iontů Pu a U používaná pro oddělení plutonia a uranu od zbytku použitého jaderného paliva

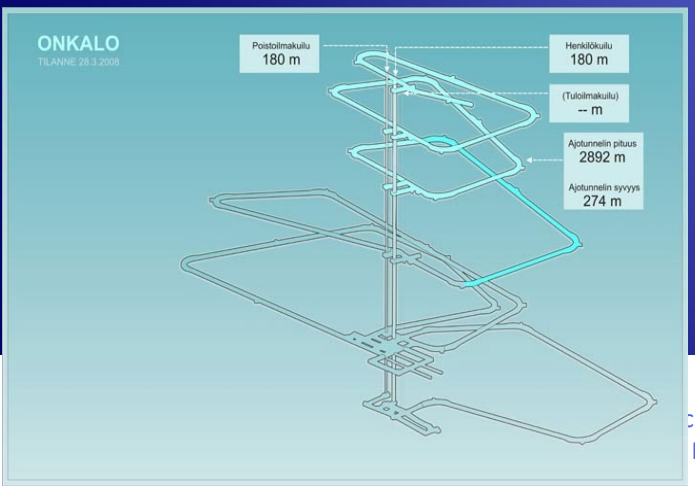
- Postup PUREX:
  - Sejmutí a nařezání povlakového materiálu
  - Rozpuštění paliva v 8M HNO_3
  - Úprava roztoku paliva (koncentrace, pH) a oxidačních stavů Pu na Pu^{IV+}
  - Použití tributylfosfátu pro extrakci Pu a U od zbytku šť. produktů
  - Redukce Pu na Pu^{III}
  - Reextrakce Pu z TBP pomocí zředěné HNO_3
  - Přečišťování plutoniové a uranové frakce
  - Výsledkem jsou UO_2 a PuO_2



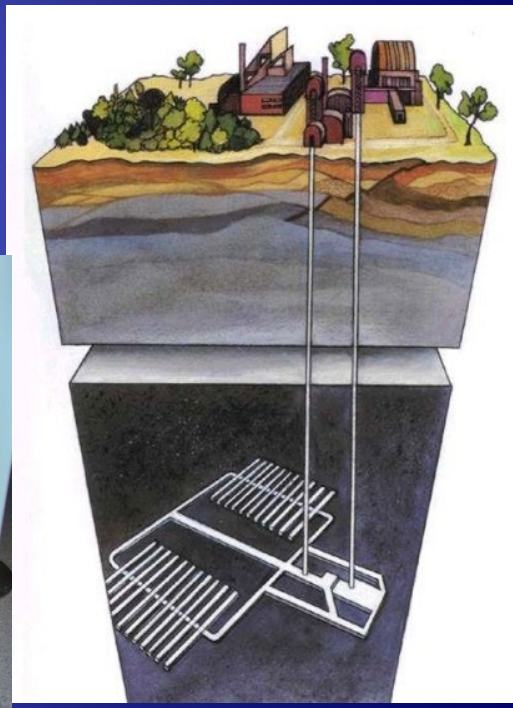
CC BY SA

Vyhořelé jaderné palivo – hlubinné úložiště

- Úložiště jaderného odpadu níže než 300 metrů pod zemí:
  - Ve stabilním podloží – žula, jíl, solné formace
  - Uloženo v ukládacích obalových souborech
    - Podkritičnost, hermetičnost, korozní stabilita
    - Horizontálně nebo vertikálně
  - Další bariéry:
    - Bentonit
    - Beton
    - Hornina
  - Monitorování







ciální fond
Investujeme do vaší budoucnosti

CC BY SA

Vyhořelé jaderné palivo – hlubinné úložiště ČR

- V současné době je vybráno 6 lokalit:
  - Březový potok (Plzeňský kraj)
  - Čihadlo (Jihočeský kraj)
  - Horka (Vysočina)
  - Čertovka (Plzeňský kraj)
  - Magdaléna (Jihočeský kraj)
  - Hrádek (Vysočina)
- Snaha o dohodu s obcemi o možnost geologického průzkumu v oblasti.
- Cíl – otevření HÚ - 2065

CC BY SA

Legislativa

- Odpadový zákon přesunuje problematiku radioaktivních odpadů pod tzv. Atomový zákon (18/1997 Sb.)

- Radioaktivními odpady se zabývá zejména vyhláška o radiační ochraně (307/2002 Sb. ve znění vyhl. č. 499/2005 Sb.)

CC BY SA

Děkuji za pozornost

CC BY SA

EVROPSKÁ UNIE
Evropské strukturální a investiční fondy
Operační program Výzkum, vývoj a vzdělávání

MINISTERSTVO ŠKOLSTVÍ, MLÁDEŽE A TĚLOVÝCHOVY

14. Zajištění radiační ochrany během nakládání s radioaktivními odpady

Bezpečnost a spolehlivost v energetice a průmyslu - M216019

Karel Svoboda, Petr Kovařík

David Šír, Josef Podlaha

Dílo podléhá licenci Creative Commons 4.0 Česko
Uveďte původ - Zachovejte licenci

Centrum nakládání s RAO zajišťuje komplexní systém nakládání s RAO

- Přijetí a transport
- Charakterizace
- Třídění
- Skladování
- Zpracování – fragmentace, dekontaminace, lisování, odpařování, …
- Úprava do formy splňující podmínky pro uložení
- Kontrola upravených RAO
- Transport upravených RAO do úložiště
- Uvolňování do ŽP
- Vyřazování z provozu

CC BY SA

Příklad formy přijatých RAO





Příklad zpracování RAO

Cíl zpracování pevných RAO

Pracoviště pro zpracování pevných RAO

Nástroj na zpracování pevných RAO







CC BY SA

Vyřazování z provozu





Radiační rizika spojená s nakládáním s RAO



CC BY SA

Vnější ozáření



CC BY SA

Vnitřní ozáření



CC BY SA

Vnitřní ozáření



CC BY SA

Radiační ochrana

- Legislativa (AZ, prováděcí vyhlášky)
- Dokumentace pracoviště
- Omezení pohybu (vymezení KP a SP)
- Monitorování
- Plánování
- Ochranné pracovní pomůcky
- Havarijní plánování

CC BY SA

Dokumentace pracoviště

– Dokumentace pro povolení SÚJB pro provoz pracoviště podle písm. d), i) a j) odst. 1 § 9 zákona č. 18/1997 Sb., v posledním znění (AZ):

- Návrh vymezení KP a SP
- Důkaz optimalizace radiační ochrany
- Doklad o zvláštní odborné způsobilosti pracovníků
- Program monitorování
- Vnitřní havarijní plán
- Pracovní postupy
- …

CC BY SA

Omezení pohybu

- Vymezení KP a SP na pracovišti
- Vstupy omezeny čipovou kartou
  - Zamezuje pohybu nepovolaných osob
  - V případě MU přehled o pracovnících v KP
- Výstup z SP do čistých prostor není možný bez proměření



CC BY SA

Monitorování

- Monitorování pracoviště
  - Stacionární dozimetrický systém
  - Monitorování přenosnými přístroji
- Osobní monitorování
  - SEOD
  - Filmové dozimetry
  - TLD dozimetry
  - CTP

CC BY SA

Referenční úrovně I.

- Efektivní dávka pracovníka – vnější ozáření
  - 100 mSv/5 let
  - 50 mSv/rok, resp. 20 mSv/rok
  - 20 mSv/ jednorázové ozáření
    - max. 100 μSv/směnu
- Úvazek efektivní dávky – vnitřní ozáření
  - 6 mSv/ rok

Referenční úrovně II.

- Aktivita aerosolů na pracovišti (min. 8 hod)
  - 200 mBq/m^3 pro „alfa“ kontaminaci (^{239}Pu)
  - RMS - 1300 mBq/m^3 pro „alfa“ kontaminaci (^{239}Pu)
  - 67 Bq/m^3 pro „beta“ kontaminaci (^{90}Sr)
  - RMS - 2600 Bq/m^3 pro „beta“ kontaminaci (^{90}Sr)

- Povrchová kontaminace pracoviště
  - 300 Bq/cm^2

- PDE na pracovním místě
  - 250 μSv/hod

- Limit PDE pro přijatý RAO
  - 2 mSv/hod na obalu

CC BY SA

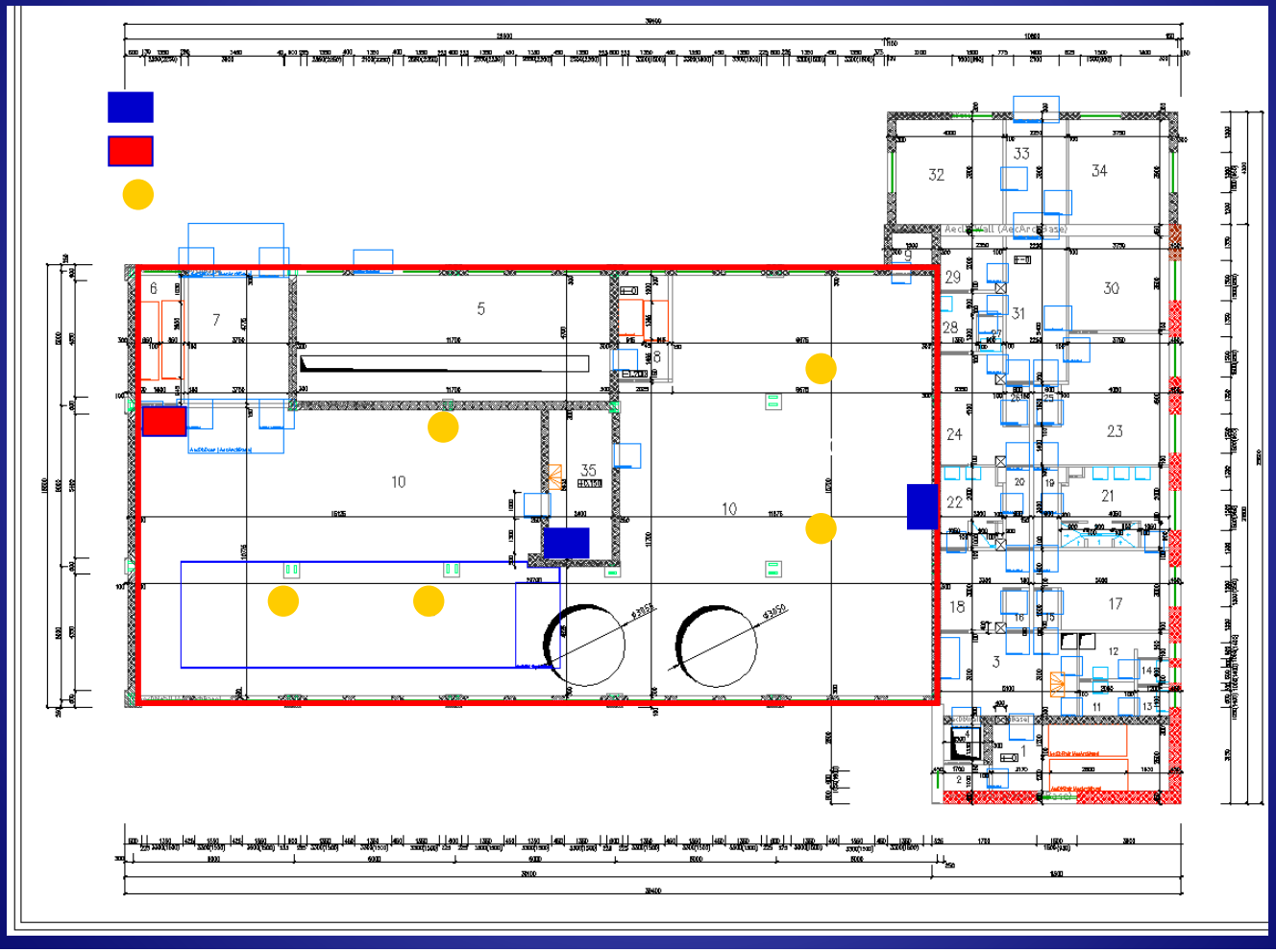
Monitorování pracoviště

- Stacionární dozimetrický systém (RMS)
  - Přehled o radiační situaci na pracovišti
  - Několik detektorů PDE na každém pracovišti
  - Měření aktivity aerosolů v každé větvi VZT
  - Včasné varování překročení referenčních úrovní na pracovišti hlasitou signalizací
  - Každý pracovník získá informaci o radiační situaci na pracovišti

  - Systém připojen k PC
  - Data ukládána do databáze
  - Data kdykoliv přístupná z PC

CC BY SA

Umístění detektorů na pracovišti FDS



Ukázka aktuálních dat v PC



Aktuální hodnoty - VZ

Skupina kanálů: _Všechny kanály

ID	Název		Hodnota	Jednotky	Aktualizace	Archív
201	Hala FDS		8,727	uSv/h	19.11.2006 09:28	19.11.2006 09:27
202	Box 1, FDS		1,077	uSv/h	19.11.2006 09:28	19.11.2006 09:27
203	Box 2, FDS		1,935	uSv/h	19.11.2006 09:28	19.11.2006 09:28
204	Odparka		8,458	uSv/h	19.11.2006 09:28	19.11.2006 09:28
205	Chodba odparka		2,358	uSv/h	19.11.2006 09:28	19.11.2006 09:28
206	Hala-1.sut.		4,784	uSv/h	19.11.2006 09:28	19.11.2006 09:28
207	Radiografie		1,694	uSv/h	19.11.2006 09:28	19.11.2006 09:28
208	Monziky		44,816	uSv/h	19.11.2006 09:28	19.11.2006 09:28
209	Bitumenka		1,116	uSv/h	19.11.2006 09:28	19.11.2006 09:28
210	Hala-2.sut.		0,570	uSv/h	19.11.2006 09:28	19.11.2006 09:28
211	Cementacka		1,096	uSv/h	19.11.2006 09:28	19.11.2006 09:28
1201	Obj. Alfa - Hala	<	13,754	Bq/m3	19.11.2006 09:29	19.11.2006 09:29
1202	Obj. Beta	<	22,319	Bq/m3	19.11.2006 09:27	19.11.2006 09:27
1203	Obj. Alfa P	<	0,568	Bq/m3	19.11.2006 09:28	18.11.2006 17:00
1204	Obj. Beta P	<	0,680	Bq/m3	19.11.2006 09:28	18.11.2006 17:00
1205	Bil.hodn.Alfa P		0,000	Bq	18.11.2006 17:00	18.11.2006 17:00
1206	Bil.hodn.Beta P		0,000	Bq	18.11.2006 17:00	18.11.2006 17:00
1207	Bil.hodn.Alfa D		0,000	Bq	18.11.2006 00:00	18.11.2006 00:00
1208	Bil.hodn.Beta D		0,000	Bq	18.11.2006 00:00	18.11.2006 00:00
1209	Průtok fitrem		2,092	m3/h	19.11.2006 09:25	19.11.2006 09:25

CC BY SA

RMS - měření aktivity aerosolů

- Isokinetický odběr vzdušniny z VZT objektu
  - 2 oddělené větve
  - Měření průtoku vzduchu ve VZT
- Kompenzace na OAR, radiační pole
- Okamžité hodnoty aktivit aerosolů
  - 5 min. interval
  - Alarm při překročení nastavených úrovní
  - Nízká citlivost kvůli OAR
- Zpožděné hodnoty aktivit aerosolů
  - Hodnoty po 4 č. periodách (16 nebo 24 hod)
  - Vysoká citlivost
  - Alarm při překročení nastavených úrovní

CC BY SA

Monitorování přenosnými přístroji

- Měření pracoviště podle programu monitorování
  - PDE
  - Povrchová kontaminace
  - Odběr aerosolů
- Charakterizace RAO
  - Kvalitativní
    - Druh kontaminace
    - Fixace
    - Radionuklidy
  - Kvantitativní
- Podklad pro plánování

CC BY SA

Osobní monitorování

- Pravidelná lékařská prohlídka a měření na CTP
- Filmový a TLD dozimetr
- SEOD (signální elektronický dozimetr)
  - Okamžitá informace o obdržené dávce pracovníka
  - Zvukové signalizace překročení nastavené dávky a dávkového příkonu
  - Zapojení SEOD do elektronického databázového systému
  - Informace o obdržené dávce pracovníka za směnu, měsíc, rok a 5 let
  - Výsledky obdržené dávky z filmových dozimetrů
  - Záznamy o provedených zdravotních prohlídkách
  - Povolení pracovníka pro práce v KP



Efektivní dávka pracovníků

Efektivní dávka - *pracovníci kategorie A na pracovištích Centra za posledních 5 let*					
	2001	**2002**	**2003**	**2004**	**2005**
Maximální	**0,94**	**1,79**	**5,17**	**6,37**	**1,93**
Průměrná	**0,75**	**0,94**	**2,8**	**3,1**	**0,54**
Celkem	**6,74**	**8,5**	**30,85**	**43,43**	**7,56**

CC BY SA

Ochranné pracovní pomůcky

- O použití ochranných pomůcek rozhoduje vedoucí pracoviště ve spolupráci s PDK

- Ochrana dýchacích cest
  - Respirátor
  - Polomaska s částicovým filtrem P3
  - Celoobličejová maska s filtrem P3
  - Autonomní dýchací systém
  - Vzduch z místa mimo zdroj kontaminace

- Zabránění povrchové kontaminace
  - Jednorázový overall Tyvek
  - Rukavice, ochranná obuv
  - Speciální ochranné obleky z pevného neprodyšného materiálu



Příklad uvažované účinnosti OPP dýchacích cest

	Použitá účinnost	Deklarovaná účinnost
Respirátor (Typ 3)	10	333
Maska s filtrem P3	1000	100 000
Autonomní dýchací systém	Bez omezení	Bez omezení

CC BY SA

Havarijní plánování

- Vnitřní havarijní plán
- Zásahové instrukce
- Uvažované mimořádné události
  - Neplánované překročení PDE na pracovišti
  - Zvýšená povrchová kontaminace na pracovišti
  - Zvýšená objemová aktivita v ovzduší na pracovišti
  - Nehoda při přepravě zdroje IZ
  - Výpadek aktivní vzduchotechniky
  - Požár na pracovišti se ZIZ
  - Únik aktivity do ŽP
- V ÚJV Řež existuje integrovaný záchranný systém (IZS) s 24hod pohotovostí – složky IZS zajišťují jednotlivé části řešení MÚ (CTP, dozimetrie, skupina pro nehody, lékař, …)

CC BY SA

Závěr

- Pravidla RO Centra jsou nastavena tak, aby:
  - radiační zátěž pracovníků byla co nejnižší
  - za normálních podmínek nemohlo dojít k překročení daných legislativních limitů
  - za normálních podmínek nemohlo dojít k ohrožení ŽP
- Cíle
  - Úprava a dovybavení pracoviště

CC BY SA

Děkuji za pozornost

CC BY SA