

ATTENTION MICROFICHE USER,

The original document from which this microfiche was made was found to contain some imperfections that reduce full comprehension or some of the text despite the good technical quality of the microfiche itself. The failures may be:

- missing or illegible pages/figures;
- wrong pagination;
- poor overall printing quality, etc...

We normally refuse to microfiche such a document and request a replacement document (or page) from the national INIS Centre concerned. However, our experience shows that many months pass before such documents are replaced. Sometimes the Centre is not able to supply a better copy or, in some cases, the pages that were supposed to be missing correspond to a wrong pagination only. We feel that it is better to proceed with distributing the microfiche made of these documents than to withhold them till the imperfections are removed. If the removals are subsequently made then replacement microfiche can be issued. In line with this approach then, our specific practice for microfiching such documents is as follows:

1. A microfiche of an imperfect document will be marked with a special symbol (black circle) on the l.ft of the title. This symbol will appear on all masters and copies of the document (1st fiche and trailer fiches) even if the imperfection is on one fiche of the report only.
2. If the incorrectnesses are not too general the reason will be specified on a sheet such as this, in the space below.
3. The microfiche will be considered as temporary, but sold at the normal price. Replacements, if they can be issued, will be available for purchase at the regular price.
4. A new document will be requested from the supplying Centre.
5. If the Centre can supply the necessary pages/document a new master fiche will be made to permit production of any replacement microfiche that may be required.

The original document from which this microfiche has been prepared has these imperfections:

missing pages/figures numbered: 69 → 72 .

wrong pagination

poor overall printing quality

combinations of the above

other

INIS Clearinghouse
I.A.E.A.
P.O. Box 100
A-1400, VIENNA
AUSTRIA

CS9020481-20493

Pobočka ČSVTS Ústavu jaderného výzkumu

INIS-mf--12517

Sborník přednášek
Praha 21. — 23. března 1989

Pobočka ČSVTS Ústavu jaderného výzkumu

Bezpečnost jaderných elektráren a jejich vliv na životní prostředí

Sborník přednášek

Praha 21. — 23. března 1989

Bezpečnost jaderných elektráren a jejich vliv na životní prostředí

Sborník přednášek kursu pořádaného pobočkou ČSVTS
Ústavu jaderného výzkumu v Praze ve dnech
21.-23.3.1989

Editor Ing. Jiří Novák, CSc.

Pro Ústav jaderného výzkumu redakčně připravilo a vytisklo
Ústřední informační středisko pro jaderný program
Praha 5 - Zbraslav, 1989

Odpovědná redaktorka Milena Hanusová, prom.fil.
Technický redaktor Jaroslav Fuchs

Náklad 250 výtisků
087 21
ISBN 80-7073-002-1

OBSAH

Úvod	5
Fyzikálně technické principy jaderných reaktorů z hlediska bezpečnosti F. K l i k , J. D a l i b a	7
Společensko-právní aspekty přípravy výstavby a provozu jaderné energetického zdroje K. Č u ř í n	23
Zajištění jakosti vybraných zařízení v jaderné energetice z hlediska jaderné bezpečnosti J. M a c o u n	36
Podmienky bezpečnosti prevádzky jadrových elektrární Š. R o h á r , J. S u c h o m e l	50
Zneškodňování radioaktivních odpadů z provozu jaderných elektráren M. K y r š	56
Ukládání radioaktivních odpadů a jejich vliv na životní prostředí Z. D l o u h ý	68
Abnormální provozní situace a maximální projektová nehoda jaderné elektrárny M. H r e h o r	75
Nadprojektová havárie jaderné elektrárny (vznik, průběh, následky) Z. K ř í ž	86
Monitorování výpustí, úniků a okolí jaderných elektráren za normálního provozu a při radiační havárii J. B u č í n a	94
Účinky ionizujícího záření na lidský organismus V. K l e n e r	110
Zmena mikroklimy v okolí jadrových elektrární Š. Š k u l e c	117
Porovnání vlivu jaderných a klasických elektráren na životní prostředí J. M a r e k	125

ÚVOD

Jaderná energetika a zejména otázky její bezpečnosti a vlivu na životní prostředí jsou v současné době předmětem zájmu nejen úzkého okruhu specialistů. Z této situace vyplynul záměr uspořádat pro zástupce široké veřejnosti odborný kurs, zahrnující vedle nezbytného výkladu základních fyzikálně technických principů jaderných reaktorů širokou tematiku, počínaje společensko-právními aspekty přípravy výstavby a provozu jaderných elektráren přes technickou problematiku výstavby a provozu jaderných elektráren, technologie zpracování a ukládání radioaktivních odpadů, technická opatření k zmírnění účinků havárií a hodnocení rizika havárií různých typů, až po výklad vlivu jaderných elektráren na životní prostředí a zdraví člověka. V úvahách o vhodnosti výstavby jaderných elektráren hrají vedle ekonomie důležitou roli vlivy ekologické, proto byla do programu kursu zařazena i přednáška, zabývající se porovnáním vlivu jaderných a klasických tepelných elektráren na životní prostředí. Společenská závažnost problematiky vyplývá z historie takových událostí jako byly např. havárie jaderné elektrárny Three Mile Island v USA a elektrárny v Černobylu v SSSR. Je žádoucí, aby naše veřejnost takovéto události dovedla správně hodnotit a aby se rozvojem veřejné informovanosti napomohlo zvýšení účinnosti všech opatření majících za cíl prevenci a zmírnění následků eventuálních havárií, jejichž vznik nelze absolutně vyloučit.

Přednášky připravili přední českoslovenští odborníci, reprezentující různé organizace a různé pohledy na komplexní problematiku bezpečnosti jaderné energetiky. Vzhledem k širokému záběru nejsou zařazeny žádné odkazy na odbornou literaturu nebo dokumenty právního charakteru. Zájemci o podrobnější informace se mohou obrátit na autory přednášek nebo organizace, které odpovídají za jednotlivé oblasti činnosti spjaté se zajištěním bezpečnosti jaderné energetiky.

Za přípravný výbor kursu
Ing. Jiří Novák, CSc.

Fyzikálně technické principy jaderných reaktorů z hlediska bezpečnosti

F. Klík, J. Daliba
CVUT — fakulta strojní

Při provozu jaderného reaktoru vznikají štěpné trosky a produkty jejich dalšího rozpadu. Převážná část těchto látek je radioaktivní /tab.1/. To platí pro všechny typy jaderných reaktorů /tab.2/. Principiální schémata energetických bloků elektrárny na fosilní paliva a na jaderná paliva se zásadně liší v primární části a prakticky shodují v sekundární části /obr.1 a 2/. Zásadně se liší i z hlediska vlivu na životní prostředí při normálním provozu.

Radioaktivní látky jsou charakterizovány především radioaktivitou, poločasem rozpadu a emitovanými elementárními částicemi, tj. radioaktivním zářením /tab.3/. Radioaktivní záření je charakterizováno zejména intenzitou, dávkou /absorbovanou energií/, kterou zatíží lidský organismus, a poškozením organismu /ekvivalentní dávkou/, které způsobí /tab.4/.

Radioaktivní látky a jejich záření jsou objektivním faktem života na této planetě /přírodní pozadí/. Kromě toho jsou zhruba od počátku 20. století záměrně využívány nebo vyplývají z některých lidských činností /tab.5/.

Radioaktivní záření je obecně lidskému zdraví škodlivé. O jeho účincích existuje rozsáhlá škála znalostí /tab.6/. Proto je třeba člověka před účinky záření chránit. Zákony každé země specifikují nejvyšší přístupné ekvivalentní dávky, kterým mohou být vystaveny různé skupiny obyvatelstva /tab.7/.

Jaderný reaktor obsahuje obrovské množství radioaktivních látek /jsou obsaženy převážně v jeho palivu/, které představují potenciální riziko pro životní prostředí /tab.8/. Tímto rizikem se jaderná energetika kvalitativně liší od ostatních průmyslových odvětví.

Zajištění bezpečnosti provozu jaderné elektrárny tedy po technické stránce znamená zabezpečit důkladnou izolaci radioaktivních látek obsažených v reaktoru od životního prostředí. Dosahuje se toho řadou bariér, které jsou provozně ověřené a za normálního provozu velmi efektivní /tab.9/. Normální provoz jaderných elektráren je proto z hlediska životního prostředí mnohem čistší než provoz elektráren na fosilní paliva.

Stěžejní problém při zajišťování bezpečnosti jaderných elektráren představují havárie, spojené s poškozením jednotlivých bariér /ty jsou na sobě závislé/ a tím vedoucí k jednorázovému úniku většího množství radioaktivních látek do životního prostředí /tab.10/. Aby se pravděpodobnost takovýchto havárií co nejvíce zmenšila, projektují se jaderné elektrárny na základě koncepce tzv. hloubkové ochrany. Vybavují se ochrannými /protihavarijními/ systémy, které mají zajistit, aby havárie až do určitého dohodnutého rozsahu /maximální projektové havárie/ zůstaly bez vlivu na okolí elektrárny /tab.11/.

Riziko havárií jaderných elektráren, vyjádřené jako závislost následků a pravděpodobností havárie, se hodnotí analyticky /PSA/. Mezi nejrozsáhlejší práce v této oblasti patří tzv. Rasmussenova studie, která prokázala, že rizika havárií v soustavě zhruba 100 jaderně energetických bloků, které jsou v současné době v provozu v USA, jsou o několik řádů menší, než rizika plynoucí z jiných lidských činností nebo přírodních katastrof /tab.12/.

V současné době je na světě v provozu více než 400 jaderně energetických bloků o celkovém výkonu přes 300 GWe a cca 400 výzkumných reaktorů. Dohromady odpracovaly již téměř 15 000 reaktorroků. Přesto, že v této velké soustavě reaktorů, z nichž první začal pracovat již před více jak 40 lety, samozřejmě docházelo k různým nehodám a haváriím, včetně selhání a chyb provozního personálu, nejednalo se, až do nedávné havárie v Černobylské jaderné elektrárně, o události vedoucí k ohrožení zdraví a životů okolního obyvatelstva /tab.13/. O černobylské havárii, která musí zůstat v historii jaderné energetiky zcela ojedinělou, bude zvláštní informace.

Tabulka 1 ZÁKLADNÍ PRINCIPY UVOLŇOVÁNÍ JADERNÉ ENERGIE

<p>Jaderné palivo: U $\left\{ \begin{array}{l} \text{U 235} \quad (0,7 \% \text{ v přírodním uranu}) \\ \quad \quad \quad >0,7 \% \text{ v uměle obohaceném uranu}) \\ \text{U 238} \text{ pohlcováním neutronů v reaktoru se} \\ \quad \quad \quad \text{mění na Pu 239} \end{array} \right.$</p>	
<p>— Štěpné izotopy (štěpí se pomocí rychlých i pomalých neutronů).</p>	
<p><u>Štěpná reakce:</u></p> <p>Štěpný izotop + n $\left\{ \begin{array}{l} 2 \text{ štěpné trosky (jejich kinetická energie se předává atomům paliva} \Rightarrow \text{ ohřev paliva)} \\ 2 - 3 \text{ rychlé neutrony} \end{array} \right.$ } okamžité záření gama záření</p>	
<p><u>Řetězová štěpná reakce</u> - alespoň jeden z neutronů uvolněný při štěpení musí vyvolat další štěpení \Rightarrow reakce se samovolně udržuje (k jejímu řízení slouží do reaktoru zavedené absorbatory neutronů - bór, kadmium apod.).</p> <p>1) K udržení řetězové reakce v <u>přírodním</u> nebo <u>mírně obohaceném</u> uranu se rychlé neutrony musí <u>zpomalit</u> \Rightarrow reaktor musí mít moderátor (D_2O, grafit, H_2O)</p> <p>Těžkovodní } Grafitové } reaktory pracují na <u>pomalých</u> /tepelných/ Lehkovodní } neutronech (využívají méně než 1 % uranu).</p> <p>2) Ve <u>vysoce obohaceném</u> uranu nebo <u>Pu 239</u> lze řetězovou štěpnou reakci udržet i na rychlých neutronech \Rightarrow reaktor nesmí mít moderátor.</p> <p>Reaktory na rychlých neutronech (rychlé množivé reaktory) - jsou schopny produkovat více štěpného izotopu (z U 238) než samy spotřebují \Rightarrow otevírají cestu k plnému využití veškerého uranu pro energetické účely.</p>	

Tabulka 2 ZÁKLADNÍ TYPY JADERNÝCH REAKTORŮ

(podle moderátoru a chladiva)

Vedoucí země příslušného vývoje:

Chla- divo Mode- rátor	CO ₂	He	D ₂ O	vařící se D ₂ O	H ₂ O	vařící se H ₂ O	tekutý sodík
Těžko- vodní	ČSSR (A-1) Fran- cie (EL-4)		Kanada (CANDU) NSR (Atucha)	Švéd- sko (Mar- viken)		Anglie (SGHWR)	
Grafi- tové	Anglie (MAGNOX) (AGR)	USA, NSR (vy- soko- teplotní reakt.)				SSSR RBMK	
Lehko- vodní					USA (PWR) SSSR (VVER)	USA (BWR)	
Rychlé (bez mo- deráto- ru)							SSSR Francie

Průmyslově se prosadily: CANDU, Magnox, AGR, RBMK, PWR, VVER,
BWR.

Magnox, AGR, PWR, VVER, BWR - tlaková nádoba.

CANDU, RBMK - tlakové kanály.

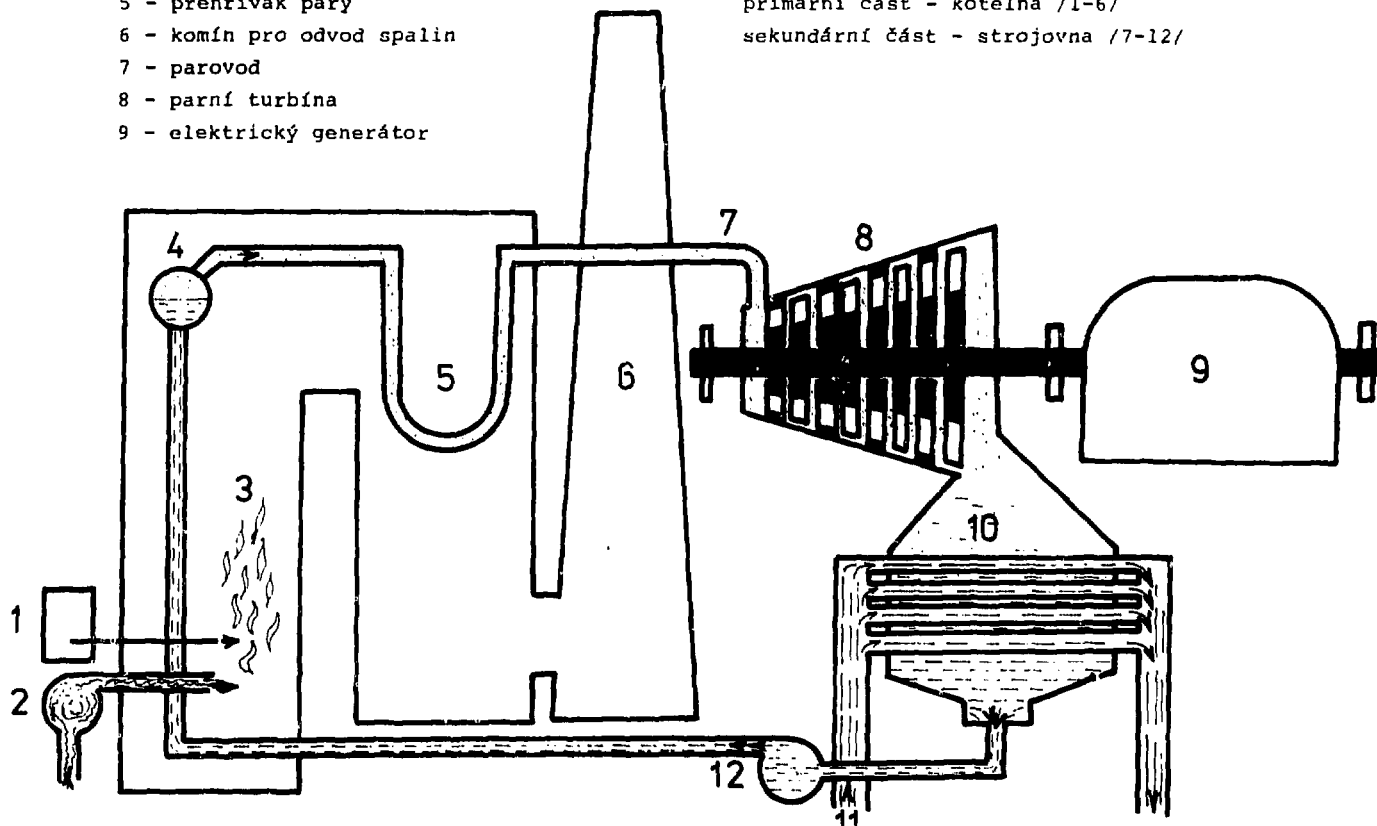
Za perspektivní se považují: vysokoteplotní, rychlé.

- 1 - přívod paliva
- 2 - přívod vzduchu pro spalování
- 3 - ohniště
- 4 - parní buben
- 5 - přehřívák páry
- 6 - komín pro odvod spalin
- 7 - parovod
- 8 - parní turbína
- 9 - elektrický generátor

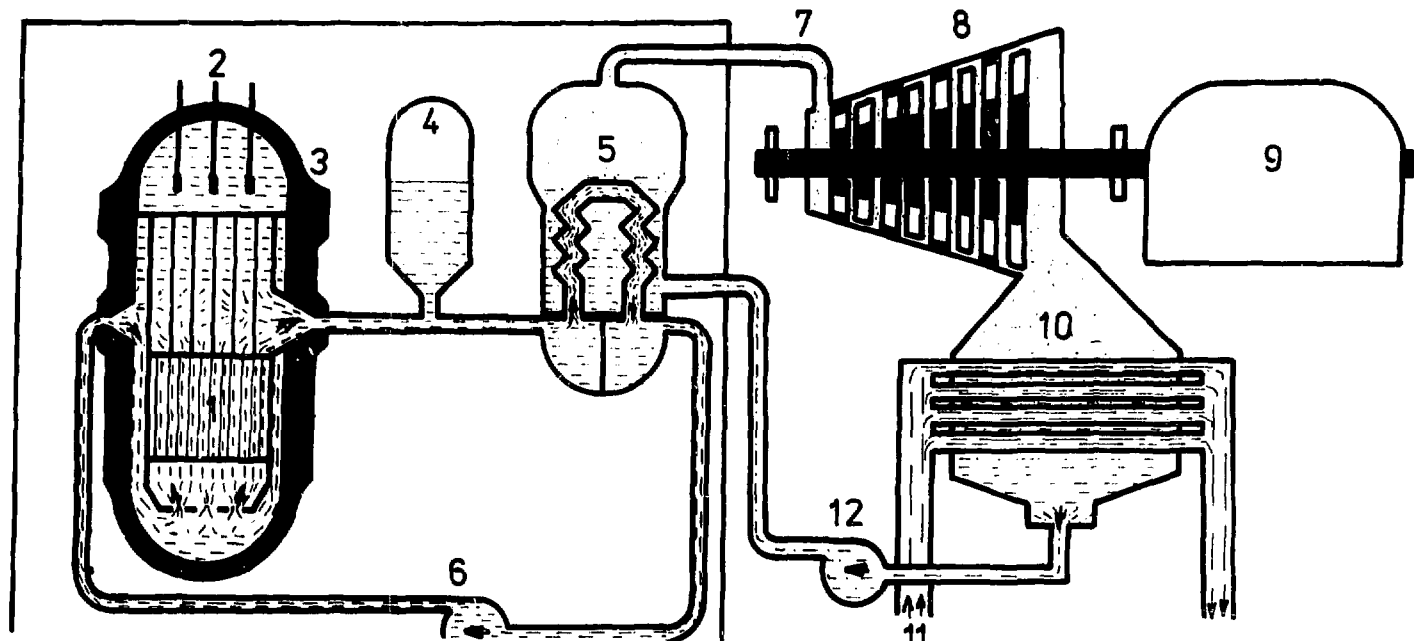
- 10 - kondenzátor páry
- 11 - chladicí voda kondenzátoru
- 12 - napájecí systém s napájecím čerpadlem

primární část - kotelna /1-6/

sekundární část - strojovna /7-12/



Obr. 1 Principiální schéma energetického bloku na fosilní paliva



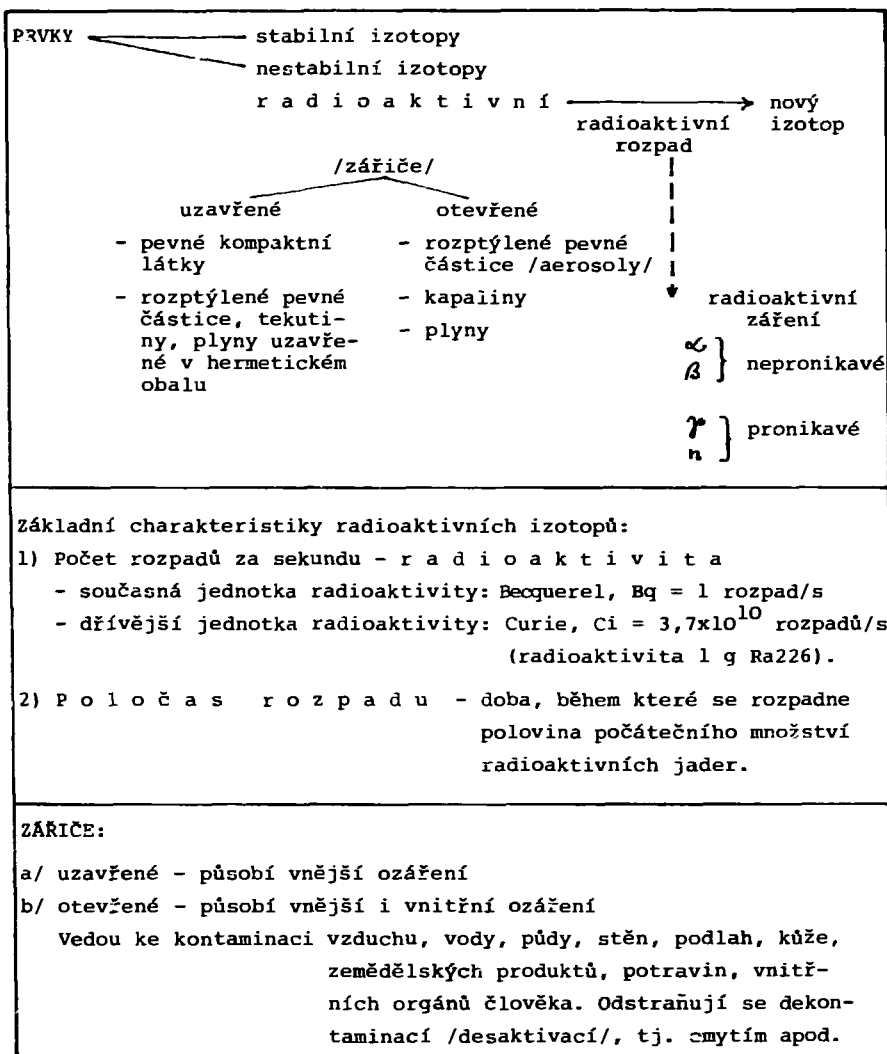
- 1 - aktivní zóna reaktoru
- 2 - řídicí orgány reaktoru
- 3 - tlaková nádoba reaktoru
- 4 - kompenzátor objemu
- 5 - parní generátor
- 6 - hlavní cirkulační potrubí s čerpadlem

- 7 - parovod
- 8 - parní turbína
- 9 - elektrický generátor
- 10 - kondenzátor páry
- 11 - chladicí voda kondenzátoru
- 12 - napájecí systém s napájecím čerpadlem

primární část - jaderná výroba páry /1-6/
 (umístěná v hermetickém prostoru)
 sekundární část - strojovna /7-12/

Obr. 2 Principiální schéma energetického bloku na jaderná paliva /s tlakovodním reaktorem/

Tabulka 3 RADIOAKTIVITA



Tabulka 4 RADIOAKTIVNÍ ZÁŘENÍ

	Rozměr	Jednotka	Název jednotky
intenzita (expozice) záření (ionizace)	$\frac{\text{el.náboj}}{\text{množství}}$	C/kg	- +/
absorbovaná dávka záření (dávka) /energie/	$\frac{\text{energie}}{\text{množství}}$	J/kg	Gray, Gy
biologický ekvivalent absorbované dávky (dávkový ekvivalent)	(míra biologického působení)	J/kg x QF ^{+/+}	Sievert, Sv
kolektivní dávkový ekvivalent	-	Sv x počet ozářených	man Sievert manSv

+/ dřívější jednotka se nazývala Rentgen, R = $2,58 \times 10^{-4}$ C/kg

+/+ QF - faktor kvality záření: γ a β záření QF = 1
 pomalé neutrony QF = 3
 α a rychlé neutrony QF = 10.

Poznámka: Intenzitě záření 1R odpovídá dávka cca 10^{-2} Gy.
 /V měkkých orgánech těla./

Při kontinuálně působícím záření se příslušné veličiny vztahují k jednotce času a udává se: expoziční příkon, dávkový příkon, ekvivalentní dávkový příkon.

Tabulka 5 DÁVKOVĚ EKVIVALENTY, KTERÝM JSME BĚŽNĚ VYSTAVENI

1) Objektivní dávkový ekvivalent - p ř í r o d n í p o z a d í	
<u>Kosmické záření</u> : na hladině moře 0,40 mSv/rok plus cca 0,03 mSv/rok na každých 100 m nadmořské výšky => v našich podmínkách průměrně:	0,5 mSv/rok
<u>Záření z půdy</u> : průměrně ve Střední Evropě:	0,35 mSv/rok
<u>Záření ze stavebních materiálů</u> : (dřevo 0,3; cihly, panely 0,4)	0,4 mSv/rok
<u>Záření ze vzduchu, z vody, z potravin</u> : (průměrně podle druhu potravy)	0,25 mSv/rok
Objektivní přírodní pozadí průměrně celkem	1,5 mSv/rok ^{+/}
^{+/} z toho plyne rychlost (příkon) objektivního dávkového ekvivalentu 0,17 μ Sv/hod.	
2) Dávkový ekvivalent vyvolaný lidskou činností:	
a) lékařské aplikace záření:	
- jeden rentgenový snímek plic ... cca 2 mSv	
- jedno rentgenové vyšetření zažívacího traktu ... cca 20 mSv atd.	
b) 1 let tryskovým letadlem např. Evropa - New York a zpět ... cca 0,04 mSv	
c) barevná televizní obrazovka:	
- za každou hodinu sledování denně ... 0,02 mSv/rok	
d) stálý pobyt v blízkosti jaderné elektrárny (normální provoz) ... 0,01 mSv/rok /tj. méně než 1 % přír. pozadí)	
e) zkoušky jaderných zbraní prováděné v atmosféře způsobily v 50-tých a 60-tých letech dávky, které v průměru dlouhodobě (po řadu let) převyšovaly přírodní pozadí asi o 150 %.	

Tabulka 6 BIOLOGICKÉ ÚČINKY ZÁŘENÍ

1) ČASNĚ - při jednorázovém celotělovém ozáření velkými dávkami.

Prahové působení, nestochastický charakter

Dávkový ekvivalent /Sv/	Počátek symptomů po ozáření	Hlavní postižený orgán	Úmrtnost /doba/	Příčina smrti
50	30 min	ústřední nervová soustava	100 % (do 2 dnů)	selhání dých. ústrojí, otok mozku
10 - 50	30 min	zažívací trakt	90-100 % (do 2 týdnů)	kolaps krevního oběhu
6 - 10	1 hod	krvetvorné orgány	80-100 % (do 2 měsíců)	infekce vnitřní kr.
2 - 6	2 hod	krvetvorné orgány	0-80 % (do 2 měsíců)	infekce vnitřní kr.
2	3 hod	krvetvorné orgány	0	-

2) POZDNÍ - při chronickém (dlouhodobém) ozařování malými dávkami.

Jde především o leukemii a jiné typy rakoviny \Rightarrow má podobný efekt jako jiné karcinogenní látky, kterým je člověk vystaven. Účinky jsou rovněž stochastické, tj. je určitá pravděpodobnost (riziko) onemocnění. Udává se např., že při chronickém ozařování 10^6 osob dávkou 1 mSv (kolektivní dávkový ekvivalent 10^3 manSv) onemocní asi 20 osob. /riziko 1 manSv je $20/10^3 = 2 \times 10^{-2}$ /.

Dělí se na: somatické /projeví se u ozářeného jedince/
genetické /projeví se u potomků ozářeného jedince/

Bezprahové působení \Rightarrow každá dávka škodí \Rightarrow ALARA koncepce /dávka má být tak nízká, jak lze rozumně dosáhnout, všechny zbytečné dávky je nutno vyloučit/.

Tabulka 7 NEJVYŠŠÍ PŘÍPUSTNÉ DÁVKOVÉ EKUIVALENTY^{1/}
 (podle doporučení ICRP, v ČSSR stanovené vyhláškami MZd)

	celotělové mSv/rok	vztah k objektiv. přírodnímu pozadí
profesionální pracovníci se zářením (starší 18 let)	50 ^{2/3/}	30 x větší
jednotlivci z populace	5	3 x větší
občané ve velké populaci (průměrně)	1,7 ^{4/}	srovnatelné

1/ navíc oproti přírodnímu pozadí,

2/ jednorázově povoleno mimořádně 30 mSv (tj. téměř o dva řády méně než dávkový ekvivalent vedoucí k nemoci ze záření),

3/ skutečné dávkové ekvivalenty pracovníků jad. elektráren zůstávají zpravidla hluboko pod touto hodnotou,

4/ skutečné dávky pro obyvatelstvo v okolí jad. elektráren jsou za normálního provozu zpravidla více než o dva řády menší.

- Vyhláška rovněž stanoví nejvyšší přípustné roční dávkové ekvivalenty pro jednotlivé orgány těla (např. pro štítnou žlázu 300 mSv/rok pro profesionální pracovníky, 30 mSv/rok pro obyvatelstvo, 15 mSv/rok pro děti mladší 16 let).

- Hodnoty nejvyšších přípustných množství radioaktivních izotopů /Bq/, které se vdechováním nebo potravou mohou dostat do lidského orgánu, se stanoví tak, aby příslušný roční dávkový ekvivalent nepřekročil shora uvedenou nejvyšší přípustnou hodnotu (např. nejvyšší přípustný roční příjem radioaktivního jódu, který se usazuje ve štítné žláze, je pro obyvatelstvo řádu 10⁶ Bq).

Tabulka 8 JADERNÝ REAKTOR JAKO ZDROJ ZÁŘENÍ

obsahuje velké množství radioaktivních izotopů. Více než 99 % z nich je soustředěno v palivu, kde vznikají v důsledku štěpení štěpných izotopů uranu a plutonia (štěpné trosky). Mezi nejvýznamnější z nich z hlediska vlivu na životní prostředí patří:

Izotop	Poločas rozpadu	TBq/MWt +/-
H3 (tritium)	12,3 roků	0,2
Kr85	10,7 roků	9,3
Sr90	28,9 roků	67
Jl31	8,06 dnů	1 036
Xel33	5,3 dnů	1 998
Cs134 (Cs137)	2,06 roků (30 r)	22,6 (14)
Cel44	284,4 dnů	1 295

+/- po cca ročním provozu reaktoru

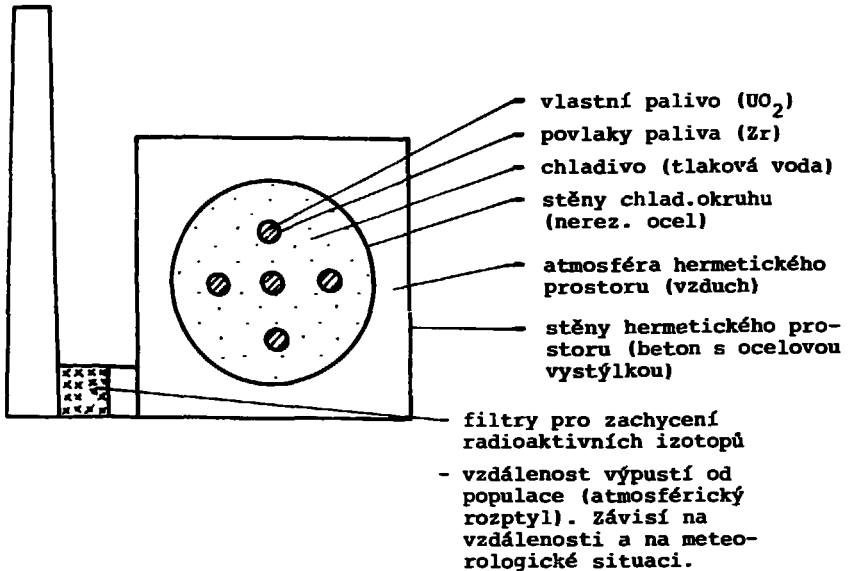
Celková radioaktivita všech štěpných trosk (inventář) v tlakovodním reaktoru o výkonu 1 000 MW po roce provozu (ke konci kampaně) je řádu 10^{19} Bq. Představují potenciální riziko pro životní prostředí, a proto od něj musí být důkladně izolovány. Kromě toho způsobují, že se v palivu vyvíjí určité množství tepla i po přerušení řetězové reakce (cca 1 % za den a 0,1 % za měsíc po odstavení) \Rightarrow reaktor se musí přiměřeně chladit i po odstavení. Zbytkový výkon

Záření jaderného reaktoru:

- a/ okamžité n, γ / - doprovází štěpnou řetězovou reakci a zaniká po odstavení reaktoru
- b/ štěpných trosk α, β, γ , zpožděné n/ - trvá i po odstavení reaktoru i po vytažení paliva z reaktoru
- c/ indukované α, β, γ / - vzniká pohlcováním n v některých materiálech reaktoru. Tzv. indukovaná radioaktivita se roznáší chladičem po celém primárním okruhu a způsobuje jeho kontaminaci.

Tabulka 9 IZOLACE ŠTĚPNÝCH PRODUKTŮ OD ŽIVOTNÍHO PROSTŘEDÍ
je za normálního provozu zajištěna řadou bariér.

Bariéry pro tlakovodní reaktor:



1. Radioaktivita výpustí se měří na všech jaderných elektrárnách (cca 400 elektráren s provozními zkušenostmi cca 4 000 reaktor-
roků).
2. Výsledky měření ukazují, že celková za rok vypouštěná radioakti-
vita zpravidla nepřesahuje 10^{-4} % radioaktivního inventáře všech
štěpných trosek. Hlavní část vypouštěné radioaktivity představuje
krátkodobý Xe 133 a dále inertní plyn Kr 85.
3. Dávky pro obyvatele žijící v okolí jaderné elektrárny jsou zpra-
vidla více než o dva řády nižší než přírodní pozadí a než nej-
vyšší přípustné dávkové ekvivalenty.
4. Podle studie agentury pro životní prostředí USA umírá v USA roč-
ně asi 3 600 občanů na následky exhalací z fosilních elektráren.
Studie dokazuje, že při stejném výkonu jaderných elektráren by
to bylo o dva řády méně.

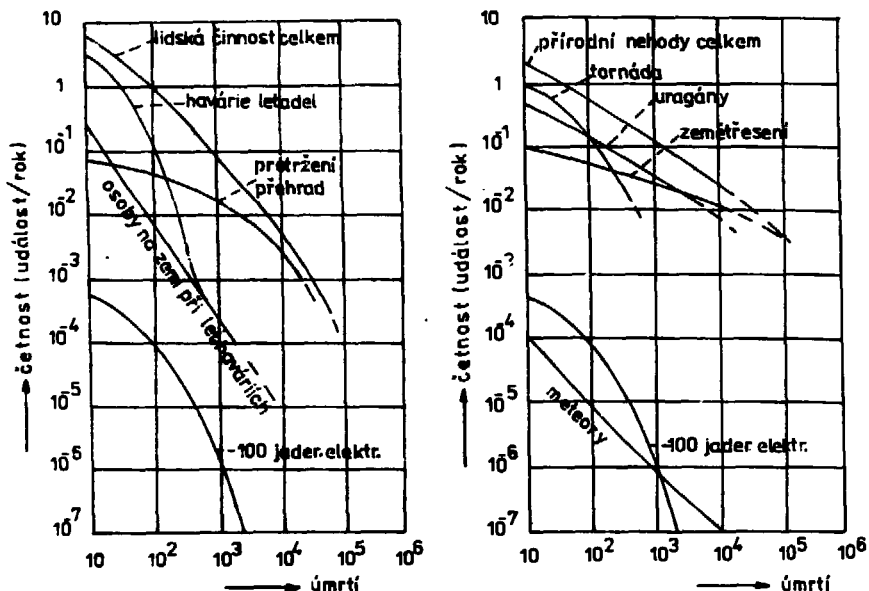
- může nastat pouze při poškození povlaků nebo i samotného jaderného paliva
- k tomu může dojít zejména při jejich přehřátí, tj. při zvýšení teplot nad mezní hodnoty dané materiálem povlaků a paliva
- k přehřátí může dojít především když výkon uvolňovaný štěpením a rad. rozpadem v palivu (nebo jinak v reaktoru) je větší než výkon odváděný z reaktoru chladivem
- při přehřátí může navíc docházet k některým nežádoucím chemickým reakcím mezi materiály povlaku, paliva a chladiva. To může vést k dalšímu vývinu tepla, eventuálně nebezpečných produktů (např. vodíku při chem. reakci mezi vodní párou a zirkoniem při vysokých teplotách)
- k nebezpečnému nesouladu mezi uvolňovaným a odváděným výkonem (globálně nebo jen lokálně) může dojít zejména z následujících příčin:
 1. Náhle se zvýší výkon uvolňovaný štěpením v palivu. → Černobyl/SSSR. Příčina: např. selhání automatického řízení štěpné řetězové reakce.
 2. Náhle se uvolní energie akumulovaná v důsledku neutronového záření v grafitu (Wignerova energie). → Windscale/Anglie. Příčina: nedodržení podmínek pro postupné uvolňování této energie.
 3. Odváděný výkon je menší než uvolňovaný výkon, a to i při odstaveném reaktoru (zbytkový výkon). → TMI-II/USA.
Možné příčiny: - ztráta cirkulace (průtoku) chladiva
- netěsnosti v chladicím okruhu reaktoru (ztráty chladiva) - obnažení aktivní zóny
- nedostatečný odvod tepla z chladicího okruhu (ztráta napájení parogenerátorů vodou, netěsnosti v sekundárním okruhu atd.).
- Radioaktivní štěpné produkty mohou uniknout buď jen do chladicího okruhu (kontaminace chladiva a vnitřního povrchu okruhu), nebo i do hermetického prostoru (při porušení integrity chladicího okruhu → kontaminace vnitřních prostorů elektrárny) a v nejhorším případě i do životního prostředí (při porušení integrity hermetických prostorů) → kontaminace širokého okolí elektrárny).

Tabulka 11 PROBLEMATIKA HAVÁRIÍ

1. Bariéry mezi štěpnými produkty a životním prostředím nejsou na sobě nezávislé. Porušení jedné (např. prasknutí chladicího okruhu) může vyvolat i porušení dalších a tak může dojít k jednorázovému úniku velkého množství rad. látek do životního prostředí.
2. Proto, aby se pravděpodobnost takovéto havárie co nejvíce omezila, projektují se jaderné elektrárny na principu tzv. h l o u b k o v é o c h r a n y . Má tři stupně:
 - I - prevence havárií včetně rychlého preventivního zastavení štěpné řetězové reakce, za dochlazování reaktoru, při nepřípustném odklonu provozních parametrů (výkonu, rychlosti narůstání výkonu, tlaků, teplot, provozuschopnosti důležitých agregátů atd.). Vysoké požadavky na spolehlivost a kvalitu.
 - II - ochrana aktivní zóny (paliva a pokrytí) pro celé spektrum předpokládaných havárií až do tzv. maximální projektové havárie, pokud k nim přece jenom dojde. Zajišťuje se řadou speciálních ochranných systémů, které zasahují jen v případě havárie a mezi něž patří zejména: (SAOR)
 - havarijní elektrické napájení (při vypadnutí vlastní spotřeby)
 - havarijní chlazení aktivní zóny (při netěsnostech chladicího okruhu)
 - havarijní napájení parogenerátorů vodou (při netěsnostech na sekundárním okruhu).Za maximální projektovou havárii se dnes všeobecně považuje úplné prasknutí největšího potrubí v chladicím systému reaktoru (u tlakovodních reaktorů).
 - III - ochrana životního prostředí pokud přece dojde k poškození aktivní zóny (paliva a jeho povlaků). Zajišťuje se uložením reaktoru a jeho chladicího okruhu do hermetických boxů, resp. hermetické budovy reaktoru, jejichž úkolem je zabránit úniku uvolněných štěpných produktů do životního prostředí (lokalizovat je uvnitř budovy reaktoru).
3. Tato opatření zmenšují pravděpodobnost havarijního úniku rad. látek do životního prostředí, ale zcela jej nevylučují. Proto jaderná elektrárna představuje, podobně jako každé využívání přírodních sil člověkem, určité riziko pro okolí, které se hodnotí analyticky.

a jeho srovnání s jinými riziky, jimž je společnost vystavena.

Společenské riziko se vyjadřuje jako závislost pravděpodobnosti a následků těžké havárie. Prof. Rasmussen a jeho 60-ti členný tým analyzovali všechny možné události i s uvažováním lidského činitele, které by mohly vést ke vzniku havárie současného typického lehkovodního reaktoru, při které by unikly rad. látky do životního prostředí. Stanovili pak pravděpodobnost a následky těchto havárií pro soustavu 100 jaderných elektráren, které jsou v současné době v provozu v USA.



Hlavní výsledky studie:

- 1) K riziku pro okolí vedou prakticky pouze ty havárie, při kterých dojde k poškození (tavení) paliva.
- 2) Havárie se stejnými následky jsou v soustavě 100 jaderných elektráren o několik řádů méně pravděpodobné, než v ostatních oblastech lidské činnosti nebo u přírodních katastrof.
- 3) Přepočítání společenského na individuální riziko dává řád 10^{-8} 1/rok (riziko automobilismu má řád 10^{-4} 1/rok).
Riziko jaderné elektrárny by proto mělo být pro společnost zcela přijatelné.

Tabulka 13 DOSAVADNÍ HAVARIJNÍ UDÁLOSTI

/kromě Černobylu/

při kterých došlo k velkému poškození paliva a k úniku radioaktivních látek do budovy reaktoru resp. i do životního prostředí.

REAKTOR	PŘÍČINA HAVÁRIE	NÁSLEDKY HAVÁRIE
Grafitový, vzduchem chlazený reaktor ve Windscale ANGLIE v roce 1957. Sloužil pro výrobu plutonia pro voj. účely.	Palivo se přehřálo v důsledku rychlého uvolnění Wignerovy energie z grafitu. Požár trval 2 dny. Hlavně lidské selhání.	Radioaktivní mrak se šířil v celé Evropě. V důsledku úniku I 131 se staly nepoužitelným cca 3×10^6 litrů mléka. Podle úřední zprávy nedošlo k poškození zdraví. Reaktor byl likvidován.
Malý vojenský varný reaktor pro zásobování odlehlých oblastí elektr. energií a teplem, USA, v roce 1961	Neodborností obsluhy při kontrolních pracích se reaktor dostal do nadkritického stavu a velký únik páry způsobil jeho destrukci.	Při destrukci reaktoru zahynuli tři vojáci, kteří ho obsluhovali. Únik radioaktivních látek do okolí byl malý. Další zdravotní následky nebyly zaznamenány.
Prototypový těžkovodní, plynem chlazený reaktor s tlakovými kanály, ŠVÝCARSKO, 1969	Vada materiálu způsobila přehřátí dvou palivových článků a prasknutí příslušných tlakových trubek	Uvolněné radioaktivní látky zůstaly v kaverně, ve které byl reaktor umístěn. Nebyly zaznamenány žádné zdravotní následky. Provoz reaktoru nebyl obnoven.
Grafitový, plynem chlazený energetický reaktor, FRANCIE, 1969	Chybou obsluhy došlo při výměně paliva za provozu k zablokování průtoku chladiva a tím k tavení jednoho palivového článku	Havárie neměla žádné zdravotní následky. Reaktor byl 1 rok odstaven pro opravu a úpravy, které by v budoucnu podobné nehody vyloučily.
Tlakovodní energetický reaktor druhého bloku jaderné elektrárny TMI (900 MWe), USA, 1979	Několikanásobné technické poruchy a zejména chybné zásahy obsluhy vedly k částečnému tavení aktivní zóny. Hrozilo nebezpečí výbuchu vodíku v chladicím okruhu.	Do budovy reaktoru proniklo značné množství radioak. látek. Úniky mimo budovu byly malé a hlavním zdravotním následkem byl psychický šok pro obyvatele. Byly evakuovány matky s malými dětmi, připravovala se širší evakuace. Reaktor je dosud odstaven.
Experimentální těžkovodní, vodou chlazený reaktor ve výzkumném ústavu Chalk River, KANADA, 1952	V důsledku varu chladicí vody se reaktor dostal do dočasného nadkritického stavu, přehřál se a jedna palivová trubka se poškodila. Selhání instrumentace a chyba obsluhy	Havárie neměla žádné zdravotní následky. Uvolněné radioak. látky zůstaly v chladicím okruhu. Po jeho deaktivaci byl provoz obnoven.

Společensko-právní aspekty přípravy výstavby a provozu jaderné energetického zdroje

K. Cuřín
Energoprojekt

1. ÚVOD

výstavba a následný provoz jaderné energetického zařízení z hlediska společensko-právních aspektů zahrnuje činnosti a skutečnosti, které mají každá svým způsobem vliv na dané území a sídelní útvary. Snad nejdůležitější je vědomí, že při současné úrovni poznání v oblasti techniky a územních podmínek musí zůstat vždy v popředí společný jmenovatel všech činností a závěrečného efektu, kterým je při zachování daných podmínek a možností a přijatelné rentabilitě celé investice cíl být živou tepnou národního hospodářství.

Z hlediska závěrečného efektu je jaderné energetické zařízení výrobnou, která se svou činností neliší od ostatních energetických děl. Vyrábí elektrickou energii a v některých případech, především budoucích, tolik potřebné teplo. Co je však zvláště, spíše výrazné, je, za jakých podmínek se energie vyrábí. Je to nejen otázka ekonomická, ale především otázka bezpečnosti této výroby.

Obsahem referátu je shrnutí a popis hlavních činností, které ve vztahu k vytvoření územně-technických a technickoekonomických podmínek pro realizaci jaderné energetického zařízení bylo a je nutné učinit a provést, aby československá energetika mohla i nadále zůstat na úrovni vyžadované pro úspěšný chod národního hospodářství.

Základním předpokladem je prognostické vyhodnocování celostátních potřeb energií v jednotlivých plánovacích časových etapách. Na podkladě závěrů prognóz se začínají odvíjet plány výstavby zdrojů energií v obdobích pětiletých plánů. Z tohoto vychází potřeba výkonové řady zdrojů s určením typů zdrojů a jejich zapojení do celostátní nadřazené elektrizační soustavy a možných dodávek do sítí centralizovaného zásobování teplem. V případě jaderné energetického zařízení, hlavně jaderných elektráren, je vzájemná vazba mezi prognostickými úvahami a možnostmi reálného řešení v poměrech ČSSR vždy spojena s velkou a nákladnou přípravou a činnostmi v jednotlivých etapách, které na rozdíl od principiálního dělení výstavba a provoz, nutno charakterizovat takto:

- A. Plánovací období investice do vydání investičního záměru event. dokumentu, který svým obsahem a rozsahem nahradí investiční záměr.**
- B. Výstavbové období zahrnující činnosti a povinnosti účastníků výstavby:**
 - investora
 - generálního projektanta
 - dodavatele.
- C. Období provozu zdroje.**

Podle časové osy odvozené z dosud realizovaných a budovaných jaderných elektráren s velkými jednotkovými výkony bloků 440 MW a 1 000 MW s jadernými reaktory typu VVER je možno určit rámcově časovou náročnost uvedených etap.

V současnosti jsou používány jako základní časové údaje pro jaderné elektrárny s bloky 1 000 MW časový rozdíl mezi vydáním investičního záměru a spuštěním prvního energetického bloku do provozu 11 až 12 let a časový rozdíl mezi uvedením jednotlivých energetických bloků jaderné elektrárny 1,5 až 2 roky. Dále se uvádí časový rozdíl od zahájení betonáže hlavního výrobního bloku do doby uvedení bloku do provozu 54 až 60 měsíců. Je pochopitelně snahou všech řídicích a výkonných orgánů a organizací tyto doby zkracovat a dosáhnout výrazného zefektivnění výstavby.

Zvláštní pozornost nejen z hlediska časových náročností si vyžaduje plánovací období investice. Toto období je charakterizováno jako období především ryze přípravné a v podstatě konkurenční v hodnocení různých sledovaných území s cílem dosažení optimálního výběru staveniště jaderného zdroje. Je v závislosti na specifických podmínkách jednotlivých sledovaných a hodnocených území různě časově náročné. Časová míra se pohybuje od 5 do 8 let. Zde však stojí za zmínku, že se výrazně časově neliší od obdobných přípravných prací v průmyslově vyspělých státech spojených s realizací jaderných zdrojů.

Doba provozu jaderné elektrárny je předpokládána jako doba ekonomické životnosti zdroje v trvání 25 let. Tento časový údaj je důležitý především z hlediska zjišťování a určování ekonomické vhodnosti celé investice. Prodloužení doby provozu je v současnosti předmětem rozvojových a výzkumných úvah. Nejedná se pouze o prodloužení doby provozování instalovaných zařízení, ale o stanovení metodik a postupu hodnocení stavu zařízení a jejich postupné výměny s respektováním ekonomických vlivů. V podstatě se jedná o velmi složitou záležitost, která v sobě integruje znalosti a předpoklady budoucího rozvoje techniky a ekonomických podmínek. Pro úplnost celé časové osy výstavba - provoz jaderné elektrárny je nutno zahrnout ještě činnost, která svým charakterem je zatím ze všech činností nejméně určitelná a to jest likvidace jaderné elektrárny po skončení provozu. Základní vazbou na etapu provozu je nutnost získání ekonomických zdrojů pro úhradu likvidačních prací. Pravděpodobně nejvhodnějším způsobem bude zahrnutí předpokládaných nákladů do ceny vyrobené jednotky energie. Rozhodnutí není v současnosti učiněno.

Z uvedeného vyplývá, že v součtovém rámcovém hodnocení je doba od zahájení přípravných úvah podle přijatých výsledků prognóz do spuštění prvního energetického bloku 14 až 20 let; z toho od zahájení realizačních stavebně montážních prací cca 8 let.

Odpovědným nositelem povinností vyplývajících ze zajišťování činností v plánovacím období a pro vydání investičního záměru v ČSSR je Federální ministerstvo paliv a energetiky a jím řízené organizace vykonávající funkci investora, generálního projektanta a provozovatele. Dodavatelské povinnosti vykonávají organizace příslušných resortních ministerstev.

2. PLÁNOVACÍ OBDOBÍ INVESTICE DO VYDÁNÍ INVESTIČNÍHO ZÁMĚRU

2.1 Metodické postupy a účel

Podkladem k zahájení činností v této etapě jsou prognostické úvahy o další výstavbě jaderné energetických zdrojů, které vyvolávají nutnost zpracování takových podkladů, které by měly prokázat, lépe řečeno musí, reálnost umístění zdroje. Zahájení prací bylo a vždy je podmíněno základním dokumentem, kterým je "Program spolupráce mezi ČSSR a SSSR v oblasti rozvoje jaderné energetiky v ČSSR" s upřesňováním časového plnění. Dnes je již možno říci, že plánovací období prošlo prud-

kým vývojem od prvopočátku zahájení přípravných prací v roce 1955 pro 1. čl. jadernou elektrárnu A1 - Jaslovské Bohunice do dnešní doby, kdy plánovací období představuje etapu náročných a zodpovědných činností v rozsahu těžko srovnatelném se začátky budování čl. jaderné energetiky. Na podkladě získaných zkušeností s přípravou jaderných elektráren v Jaslovských Bohunicích a Dukovanech bylo věnováno velké úsilí poznávání podmínek složitého procesu, jímž lokalizace jaderných elektráren v územních podmínkách a zejména v podmínkách struktury osídlení v Československu je. Jedním ze závažných výsledků tohoto snažení bylo Usnesení předsednictva vlády ČSSR z 8. října 1981 č. 174 o zabezpečení průzkumu a výběru lokalit pro jaderné energetická zařízení a jejich sledování při výstavbě a provozu. Součástí "Usnesení" byl také "Systém plánovací přípravy pro vydání investičního záměru s dohodnutým stavenišťem". Tento systém nebo lépe metodika přípravy je v podstatě používána i v současných pracích pro přípravu jaderných zdrojů určených ke spuštění koncem 20. století a v prvních 10 až 15 letech příštího.

"Usnesení" mělo zvláštní význam v tom, že uložilo doplnění zřizovacích listin nebo statutů organizací a ústavů o příslušné činnosti k zabezpečení průzkumů a výběru lokalit pro jaderné energetická zařízení a jejich sledování při výstavbě a provozu a s tím spojené činnosti pro vypracování závazných stanovisek. Řídícím a koordinacním pracovištěm pro zabezpečení činnosti byl jmenován Energoprojekt Praha. Zásadní změnou bylo současně rozhodnutí o vytvoření předpokladů pro legislativní úpravu provádění průzkumných prací na lokalitách již v době přípravy investičního záměru, což bylo podstatným faktem pro možnost hodnocení lokalit na odpovídající a vyžadované úrovni.

Principy metodiky vycházejí z logické stavby postupu prací, ze široké základny a z postupného vyhodnocování lokalit s cílem odhalit nevhodnost lokality již v samotném počátku prací a pokračovat v pracích s těmi lokalitami, u kterých je možno předpokládat alespoň podmíněnou vhodnost. Podkladem pro hodnocení jsou územně-plánovací podklady vypracované objektivními organizacemi, tj. státními ústavy pro územní plánování (TERplan Praha, URBION Bratislava), které mají k dispozici rozsáhlé informační systémy o území a mapové podklady. Hodnocení v těchto výchozích etapách se uskutečňuje na základě závazných kritérií uvedených ve výnosech Československé komise pro atomovou energii. Závazná kritéria výběru vhodných potenciálních lokalit se především týkají:

- geologických poměrů řešeného území a nároků na podmínky lokalizace jaderné energetického zdroje,
- seizmických poměrů v území,
- hydrologických poměrů, zejména ve vztahu k zásobování stavby vodou a zajištění provozu jaderného zdroje a dále ve vztahu ke komplexní ochraně vodních zdrojů povrchových i podzemních,
- demografických poměrů a osídlení dle stanovených územních pásem,
- ochrany přírodních lokalit, kulturních, technických a urbanistických objektů.

Na základě těchto kritérií jsou již prakticky v první fázi tzv. "mapové" ohodnocovány lokality ve třech stupních:

- nevhodná,
- podmíněně vhodná,
- vhodná.

Podle dosavadních zkušeností, bohužel, z hlediska nositele úkolu tzv. "bezproblémových" lokalit je velmi málo a převažují nevhodné lokality, ale také na štěstí pro energetiku, podmíněně vhodné.

Hodnocení lokalit v územně plánovacím podkladu je především záležitostí zpracovatele, který v průběhu a závěru prací vyžaduje stanoviska zainteresovaných orgánů a organizací. Rozhodující pro další postup přípravy je však názor nebo rozhodnutí Federálního ministerstva paliv a energetiky o dalším postupu s určením sledovaných potenciálních lokalit. Zde vstupuje již v plném rozsahu do přípravy budoucí investor jaderně energetického zdroje, který zpracování další dokumentace objednává u organizace budoucího generálního projektanta, tj. Energoprojektu. Činnost Energoprojektu, která odpovídá funkci řídicího a koordinačního pracoviště, vyúsťuje ve zpracování tzv. "Studii výběru staveniště jaderně energetického zdroje", které se provádějí vícestupňově s cílem, aby hodnocení ukázalo na skutečnou reálnou lokalitu a nepokračovalo se v pracích, které by nevedly ke kladnému výsledku.

Protože práce tohoto období jsou nejdůležitější z hlediska celkové reálnosti záměru přípravy jaderně energetického zdroje, je nutno další postup a metodiku výrazněji uvést, neboť právě období zpracování "Studii výběru stavenišť" a následné činnosti jsou z hlediska správního i eventuálně právního nejpodstatnější k úspěšnému zakončení přípravy a tím i celého plánovacího období.

Nejjednodušší výklad postupů jednotlivých klíčových etap je možno pravděpodobně provést takto:

1. Studie výběru stavenišť většinou ve třech po sobě jdoucích etapách poskytuje nebo má poskytovat dostatečné podklady pro následující činnosti:
 - příslušným pořizovatelům, většinou orgánům Krajských národních výborů, pořizení územně-plánovací dokumentace ve smyslu zákona č. 50/1976 o územním plánování a stavebním řádu (stavební zákon);
 - budoucímu investorovi provést souhrnné posouzení vhodnosti řešeného území formou expertizního posouzení přizvanými zástupci zodpovědných a zainteresovaných čl. orgánů a organizací s cílem získání stanovisek pro další etapy činnosti;
 - na podkladě kontraktačního jednání zprostředkovaného podnikem zahraničního obchodu (prozatím bez možnosti přímých vztahů) objednat a provést posouzení vhodnosti řešené lokality společným expertizním jednáním československých a sovětských odborníků. Závěry jednání a stanovisko sovětského partnera je formulováno v závěrečném protokolu;
 - pro expertizní jednání čl. a sovětských odborníků připravit a předat sovětskému partneru jím vyžadované podklady a materiály pro jednání;
 - umožnit zahájení a pokračování náročných a dlouhodobých měřicích a průzkumných prací, jako jsou: geologické a hydrogeologické průzkumy, seizmická měření v rozsahu nutném pro určení limitních hodnot lokality, tj. projektové zemětřesení a maximální výpočtové zemětřesení včetně potřebných akcelerogramů, jakost vod apod.
 - předložení materiálů a dokumentů pro jednání a činnost "Komise pro optimalizaci výstavby jaderně energetického zdroje" ustanovenou a vedenou příslušným Krajským národním výborem v osobě místopředsedy KNV.
2. Při vynechání podrobnějšího popisu obsahu materiálů, činností a dokumentace a při předpokladu, že ve sféře a v průběhu jednání a činností návazných na Studii výběru staveniště nedošlo k zásadně negativnímu stanovisku vůči řešené lokalitě, je dalším postupným cílem zpracování "Územně-technické a technickoekonomické studie k investičnímu záměru". Tato studie svým obsahem a rozsahem odpovídá dosud platným metodickým směrnicím pro investiční záměr a je tudíž praktickým a absolutním podkladem pro budoucího investora ke zpracování návrhu investičního záměru.

3. Návrh investičního záměru předává budoucí investor svému nadřízenému orgánu Federálnímu ministerstvu paliv a energetiky. Ministerstvo v duchu vyhlášky Státní komise pro vědeckotechnický a investiční rozvoj č. 5 z 25.11.1986 o dokumentaci staveb předkládá návrh investičního záměru Státní plánovací komisi a ke státní expertíze Státní komisi pro vědeckotechnický a investiční rozvoj, která si vyžaduje stanoviska: federálního ministerstva financí, příslušného republikového ministerstva financí, cenového úřadu, federálního ministerstva zahraničního obchodu, Státní banky československé a případně dalších orgánů. V současnosti dojde vzhledem k organizačním strukturálním změnám k úpravám, ale v podstatě zůstane principiální postup zachován. Obdobně je možné očekávat, že k podstatným úpravám obsahu inv. záměru nedojde i po skončení platnosti metodických pokynů o obsahu inv. zám. k 1.1.1988. Zatím nejsou nahrazeny.

Podstatným faktem je, že bez kladného stanoviska uvedených orgánů nesmí být investiční záměr vydán.

4. V případě, že jsou získána kladná stanoviska, vydává investiční záměr, po projednání v investiční komisi, Federální ministerstvo paliv a energetiky. Tím teoreticky končí plánovací období.

Podle dosavadních zkušeností a především z hlediska tak široké problematiky, kterou realizace jaderného zdroje představuje, vydání investičního záměru je vázáno na rozhodnutí Federální vlády ČSSR.

2.2 Příprava z hlediska investiční náročnosti

V předcházejícím byl v podstatě učiněn pokus o schematické zobrazení postupu prací v přípravném plánovacím období. Nyní je však třeba upozornit na nejzávažnější faktory a skutečnosti, které při pracích v daném období se zákonitě vyskytují a vyvolávají řadu aspektů s větším či menším dopadem do dotčeného regionu, případně s větším rozsahem.

Lokalizace a výstavba jaderně energetického zdroje o velkém výkonu je v současné epoše jedním z nejsilnějších stimulů rozvoje území a zainteresovaných sídelních útvarů v Československu. Je nutno si při tom uvědomit, že vlastní lokalizace s následným upřesněním staveniště překračuje problematiku vlastní výstavby na tomto staveništi, ať již po technických, technologických, stavebních a dalších stránkách. Ve spojení s realizací pak překračuje rámec působnosti resortu energetiky, stává se bezprostřední záležitostí dalších resortů národního hospodářství a především z důvodu vysoké investiční náročnosti, kterou realizace vyvolává, možno říci i národního hospodářství jako celku. Z toho vyplývá naléhavost a význam objektivního plánování a posuzování efektivnosti energetické investice.

V souvislosti s tím se projevuje problém, který velmi podstatně ovlivňuje práci především garanta prací, tj. Energoprojektu. Práce na řešení investičního úkolu (jaderně energetický zdroj) a důsledků jeho lokalizace v dotčeném území má právě v přípravných plánovacích etapách více jak prognostický charakter. V době prací, především na výběru staveniště, není totiž jisté, dojde-li k realizaci investice vůbec a jestliže ano, tak zdali k němu dojde v navrhovaném časovém horizontu. Neurčitost či charakter prognózy investičního úkolu adekvátně vyvolává i neurčitost v plánování těch investičních akcí, které jsou navrhovány k řešení důsledků lokalizace jaderně energetického zdroje. V dosavadní praxi se tyto skutečnosti projevují jako územní nepřipravenost přijmout instalaci jaderně energetického zdroje.

Umožnění realizace jaderně energetického zdroje včetně řešení důsledků, které jsou tímto do území implantovány, vyžaduje soubor prací, na nichž participují příslušná odborná pracoviště, výzkumné ústavy a ústavy územního plánování. Proto, anebo právě proto, orgány územního a oblastního plánování zadávají úkol zpracovat nejen územní plánovací dokumentaci, např. projekt velkého územního celku s lokalitou jaderného zdroje, ale i studii o urbanistických důsledcích umístění jaderného zdroje v území.

Podle zpracované dokumentace je možné současně určit na úrovni orientačního propočtu investiční náročnost těch akcí, které jsou zaměřeny na rozvoj území z titulu lokalizace zdroje a na řešení důsledků lokalizace.

Odhadnuté částky se pohybují v hodnotách miliardy Kčs a více.

Zde je nutno zdůraznit, že základním rozdílem ve vztahu k určování investičních nákladů u energetických investic ať již u klasických nebo jaderných, prováděnému v dřívějších dobách, je snaha o zjištění a určení na úrovni orientačního propočtu pokud možno celkové sumy investičních nákladů, které musejí být ze strany státu, ze státního rozpočtu, vynaloženy pro realizaci jaderně energetického zdroje. Prakticky to znamená, že organizace resortu energetiky za pomoci odborných orgánů a organizací neurčují pouze náklady, které by tento resort hradil z pozice investora, ale snaží se o finančně-nákladové zhodnocení celého investičního dění, i když pochopitelně s určením hraničních či limitních okruhů, kde vlastně investice vůbec začíná a končí.

Protože z hlediska posuzovacího a rozhodovacího procesu je investiční nákladovost a ekonomické zhodnocení uvažované investice jedním z nejdůležitějších faktorů, pochopitelně vedle jaderně bezpečnostních a spolehlivostních otázek a vlivu na životní prostředí, technicko-výstavbových problematik a dalších, jeví se jako velmi nutné z hlediska správních a právních aspektů podrobněji situaci uvést.

Současné směrnice a usnesení v oblasti hodnocení efektivnosti investic, kterými je nutno se řídit, jsou:

- směrnice bývalého Federálního ministerstva pro technický a investiční rozvoj č. 17 z roku 1981 "Hodnocení efektivnosti investic";
- aplikace těchto směrnic v resortu energetiky vydáním směrnice Federálního ministerstva paliv a energetiky č. 2/1983 "Hodnocení efektivnosti energetických investic" včetně "Přílohy" k této směrnici;
- usnesení předsednictva vlády ČSSR č. 46/1986;
- vyhláška Státní komise pro vědeckotechnický a investiční rozvoj č. 5/86 o dokumentaci staveb.

Uvedené dokumenty jsou závazné pro všechny účastníky výstavby. Pro období plánovací přípravy jsou formálně uváděny pro investiční záměr, ale vlastní řešení probíhá v rámci zpracování všech materiálů před vydáním investičního záměru na úrovni požadované pro investiční záměr. Současně se však v tomto inkriminovaném období projevují a prakticky vůbec prvně posuzují a navrhují investiční akce, které budou a jsou předmětem následného posuzování a rozhodování.

Ustanovení dokumentů totiž ukládají zpracovatelům všech stupňů předprojektové a projektové dokumentace určovat a posuzovat vedle orientačního propočtu a následně rozpočtu hlavní stavby jaderného zdroje i další související investice provázející lokalizaci a realizaci tohoto zdroje. Ukládá se především:

- posoudit věcnou stránku investic, zdůvodnit jejich potřebu v souvislosti s lokalizací jaderného zdroje, uvést územní rozmístění investic;
- uvádět propočet objemu investic. V případě technologie uvést objemy, které budou realizovány na vnitřním trhu a objemy, které budou realizovány prostřednictvím zahraničního obchodu;
- uvést předpokládané termíny realizace investic;
- navrhnout investory jednotlivých investičních akcí a působnost zainteresovaných resortů;
- uvést další informace, jako jsou údaje o potřebě pracovních sil, o možnostech následného využití investic atp.

Cílem je, aby státní expertiza a rozhodovací orgány měly k dispozici komplexní informace o souhrnných investičních nákladech jaderného zdroje, ale také o všech dalších investicích, které jsou bezprostředně nebo jen zprostředkovaně vyvolávány lokalizací a realizací jaderného zdroje.

Uvedené dokumenty současně ustanovují používání názvů a charakteristik investic takto:

- a) investice přímé,
- b) investice související, které zahrnují
 - investiční náklady vyvolané,
 - investiční náklady nepřímé,
 - investiční náklady následné.

Základní charakteristika takto dělených investičních nákladů:

P ř í m é - jsou náklady zahrnované do pořizovací ceny základních prostředků budoucího provozovatele jaderného zdroje.

S o u v i s e j í c í v y v o l a n é - jsou investiční náklady, které souvisejí s pořízením nebo změnou základních prostředků, které budou ve správě (vlastnictví) jiných provozovatelů (uživatelů) a musí být vynaloženy v důsledku a ve věcné i časové souvislosti s realizací jaderného zdroje.

Jako příklad: náhrady za výkup nemovitostí na ploše staveniště a v ochranném pásmu, vyvedení elektřiny a tepla z areálu jaderného zdroje, překládání staveb technické infrastruktury a napojení na ně, investice na odstranění nepříznivých vlivů na životní a přírodní prostředí, dále na zabezpečení péče o pracující aj. Současně se vyvolané investiční náklady dělí na ty, které jsou zahrnuty v rozpočtu jaderného zdroje a které nejsou v rozpočtu zahrnuty.

S o u v i s e j í c í n e p ř í m é - jsou takové investiční náklady, které ve věcné a časové souvislosti s uvažovaným jaderným zdrojem musejí být vynaloženy v navazujících dodavatelských a odběratelských oborech a odvětvích nebo zařízeních pro poskytování služeb k tomu, aby byla zajištěna kapacita těchto oborů a odvětví a tím byl zajištěn provoz budovaných základních prostředků, popřípadě užívání vyráběných výrobků.

S o u v i s e j í c í n á s l e d n é - jsou vynakládány ve věcné souvislosti s užíváním (provozem) jaderného zdroje a užitím jeho produkce, avšak jsou časově odloženy.

Na podkladě zkušeností z přípravy a realizace jaderných zdrojů takto uváděné a požadované dělení investičních nákladů vyvolává některé negativní skutečnosti. Je to především nejednotnost v interpretaci těchto pojmů, složitost a problematič-

nost v zařazování jednotlivých typů investic do příslušných skupin. Dochází k sémiotické nejednotnosti u participujících organizací, institucí a orgánů. Různorodost interpretace pojmů a jejich významů ztěžuje a snižuje význam například komparativní metody při analýze a vyhodnocování lokalizace jaderných zdrojů v jednotlivých konkrétních územích.

Nejasnosti, které se v průběhu let při zpracování projevovaly, vedly až k subjektivismu, k prosazování lokálních zájmů na úkor zájmů celospolečenských. Ustanovení platných dokumentů dostatečně nebrání těmto nežádoucím tendencím.

Zvláště markantně se situace projevuje v případě existence investičních nákladů, které se stávají nedílnou součástí propočtů a rozpočtů jaderného zdroje, avšak nejsou samostatnými stavbami. Jedná se např. o náklady vznikající se záborem zemědělského a lesního půdního fondu, o náklady na náhradní rekultivaci ploch k zemědělským účelům podle zákona o ochraně půd, o rekonstrukci obytných objektů sloužících pro hromadné ubytování pracovníků organizací výstavby, o příspěvky na výstavbu předškolního zařízení dle UPV 196/79, o příspěvky na stabilizační výstavbu družstevních bytů pro provozní zaměstnance a o další investice, jako objekty a aktivity, které nebudou jaderným zdrojem provozovány.

Ve spojitosti s uvedeným vyplývá neujasněnost s UPV č. 46/84, podle kterého patří do propočtu event. rozpočtu pouze ty náklady na objekty či aktivity, které budou jaderným zdrojem provozovány. Souhlasně s tímto se projevují snahy investora, ale i jiných institucí, o vyjmutí některých uvedených investičních nákladů z propočtu jaderného zdroje a současně zařazení investičních nákladů např. na výstavbu tzv. "pohotovostních" bytů do propočtu. Vzniká tím určitá nevyjasněnost, v které skupině se vlastně jednotlivé investiční náklady ocitají. V současnosti zůstávají tyto a podobné problémy otevřenou záležitostí.

Je pochopitelné, že podrobnější popis naznačené problematiky by si vyžadoval zvláštní a mnohem větší rozsah.

Neustálé problémy v interpretaci pojmů jednotlivých investičních nákladů a různorodosti v jejich používání v předprojektové dokumentaci, v urbanistických a jiných dokumentech, vedly zodpovědnou organizaci Energoprojekt k tomu, že navrhl nejjednodušší pojmy souvisejících investic, vytřídil je podle významovosti a zainteresovanosti resortů a jejich investorských organizací do čtyř kategorií se symboly A-B-C-D.

Potom obecný obsah kategorií investic a návrh investorských organizací vyhlíží takto:

Kategorie A:

Jsou to související investice, které jsou zahrnovány do propočtu event. rozpočtu souboru staveb jaderného zdroje, kde investorem jsou organizace resortu energetiky (FMPE), v ČSR České energetické závody a v SSR Slovenské energetické podniky. Jsou buď součástí jednotlivých souborů staveb jaderného zdroje, event. jsou i samostatnými stavbami. V sestavě propočtu event. rozpočtu jsou uváděny v kompletu souboru staveb jaderného zdroje.

Kategorie B:

Jsou to související investice s bezprostředním vztahem k jadernému zdroji, svou významností, charakterem a věcnou stránkou však nespádají do propočtu event. rozpočtu souboru staveb jaderného zdroje a jsou investorsky zajišťovány organizacemi resortu energetiky (FMPE).

Kategorie C:

Jsou to související investice s bezprostředním vztahem k jadernému zdroji, obdobné povahy jako kategorie B, ale investorsky jsou zajišťovány organizacemi jiných resortů mimo energetiku (FMPE).

Kategorie D:

Je to soubor investičních opatření mimo propočet event. rozpočet jaderného zdroje a mimo investice resortu energetiky (FMPE), které bezprostředně nesouvisejí s realizací jaderného zdroje, avšak jsou nezbytné pro rozvoj oblasti dotčené výstavbou a provozem jaderného zdroje. Dále jde o investiční opatření vyvolávaná možnou funkcí jaderného zdroje v území, např. využívání jako zdroj nízkopotenciálního tepla apod.

Pro názornost jsou uvedeny investiční akce v jednotlivých kategoriích. Jde o obecně se vyskytující související investice, jejich variabilnost je určována konkrétními poměry a podmínkami území, do kterého je jaderný zdroj lokalizován.

K a t e g o r i e A:

- ubytovací objekt provozovatele jaderného zdroje
- vodohospodářské objekty provozované jaderným zdrojem
- objekt zdravotně preventivní péče provozního personálu
- předškolní zařízení
- rekreační objekt provozního personálu
- sociálně provozní budova investora zdroje a pro sovětské experty v území zdroje
- sdružené projektové pracoviště generálního projektanta
- laboratoř vnější dozimetrie
- vyvedení tepelného výkonu na prahu zdroje
- vyvedení elektrického výkonu na prahu zdroje
- vytyčení a zřízení ochranného pásma
- rekultivace ploch k zemědělským účelům podle zákona o ochraně půd
- rekonstrukce obytných objektů pro ubytování pracovníků výstavby
- silniční napojení areálu na stávající silniční komunikace
- příspěvky stavebním bytovým družstvům na výstavbu stabilizačních bytů
- příspěvky kmenovým zaměstnancům na jejich členské podíly
- příspěvky státním orgánům na úpravu silničních komunikací opotřebovaných v době výstavby.

K a t e g o r i e B:

- stavba elektrických rozveden mimo areál
- stavby transportu tepla od prahu zdroje do hranic systémů centralizovaného zásobování teplem
- liniové stavby pro vedení elektrického výkonu
- výstavba Středních odborných učilišť
- pionýrský tábor
- léčebně-rekondiční objekt, pokud není v kategorii A.

K a t e g o r i e C:

- vodohospodářská díla včetně vodních nádrží pro zabezpečení vody pro provoz zdroje a důsledků, které tyto investice v území vyvolávají
- byty z plánu KBV pro přesídlené obyvatelstvo
- byty z plánu KBV pro hromadné ubytování pracovníků výstavby

- jiné obytné objekty z plánu KBV
- družstevní byty pro provozní personál
- příspěvky státní správy na výstavbu družstevních bytů
- byty z plánu KBV pro příslušníky ministerstva vnitra
- byty z plánu KBV v důsledku rozvoje infrastruktury
- investiční zabezpečení pracovních příležitostí pro rodinné příslušníky
- oblastní výrobná jídel
- objekty technické infrastruktury v sídlech, kde je situována bytová výstavba (komunikace, čistírna odpadních vod, rozvod tepla, plyn, telefonizace, vodovody apod.)
- objekty tercierní sféry
- investice k následnému využití některých objektů po dostavbě
- investiční náklady na území z titulu ochrany obyvatel
- objekt pro zdravotní péči zaměstnanců výstavby
- náklady na rozvoj zdravotnické infrastruktury
- byty pro zaměstnance hydrometeorologické služby.

Poznámka:

Z hledisek urbanistického rozvoje území je některá z větších investičních akcí kategorie C velkým úkolem, který má své související investice a vytváří tak "zřetězování" investic. Například je to výstavba vodního díla.

K a t e g o r i e D:

Návrhy na investiční opatření této kategorie formulují především orgány lidové správy a instituce územního plánování v procesu plánovací přípravy. Další návrhy vycházejí z urbanistických studií a z odborných studií řešících dílčí důsledky lokalizace jaderného zdroje. Investice této kategorie nejsou bezprostředně vyvolávány lokalizací jaderného zdroje, avšak mohou vytvářet příznivé podmínky v území jak pro výstavbu, tak pro provoz a sociální stabilitu provozního personálu a jeho rodinných příslušníků, což může mít bezprostřední vazbu na činnost provozního personálu v oblasti tzv. "lidského faktoru".

Obecně se projevují tato investiční opatření:

- objekty technické infrastruktury (řešení dopravy v území a sídlech, teplofikace, plynofikace, telefonizace, čistírny odpadních vod, zdroje a rozvody pitné vody apod.)
- byty z plánu KBV z titulu rozvoje infrastruktury
- objekty terciární sféry (komunálních služeb, obchody, restaurace, hotely aj.)
- objekty kvarterierní sféry
- zdravotnická infrastruktura
- sportovní a tělovýchovné objekty
- rozvoj výrobních a jiných lidských aktivit v terciární sféře.

Pro názornost a poznání celkových orientačních předpokládaných nákladů na investice dle uvedených kategorií a pro možnost vzájemného porovnání váhy každé kategorie je uvedena orientační hodnotová tabulka s hodnotami uvažovanými v různých stupních zpracování v roce 1987:

Investiční náklady v miliardách Kčs

Jaderný zdroj	Kategorie			
	A (komplet nákladů jad. zdroje)	B	C	D
JE Temelín 4x1000 MW (ve výstavbě)	69,5	3,3	4,1	0,6
JE Vých.Slovensko 2x1000 MW (investiční záměr)	34,5	2,5	2,8	2,0
JE Sever. Morava (návrh investičního záměru)	37,2	1,5	4,9	1,0
JE Východní Čechy (návrh investičního záměru)	37,3	0,2	7,1	1,1

Z uvedeného vyplývá, že související investice vedle nákladů na soubor staveb jaderného zdroje se mohou pohybovat v hodnotách okolo 7 miliard Kčs.

Proto jsou také v popředí zájmů a pozornosti orgánů a organizací, kterých se realizace souvisejících investic více nebo méně dotýká. Jsou to především Státní plánovací komise, investorské útvary, krajské národní výbory, které jsou na investicích územně zainteresovány, orgány státní expertízy, zainteresované resortní orgány, Státní komise pro atomovou energii, hygienické služby apod. Jsou také v popředí pozornosti veřejného mínění, což musí být také chápáno jako politický aspekt investiční politiky v daném území.

V závěru kapitoly o období plánovací přípravy jaderného zdroje je nutno zdůraznit, že výsledkem činností je vypracování materiálů a dokumentace, která zdůvodňuje a vyvolává obdobnou nutnou přípravu těch investic, které jsou realizací jaderného zdroje vyvolány. Zpoždění přípravy s dopadem na realizaci může svojí řetězovou vazbou zapříčinit negativní dopady, ať již po ekonomické stránce nebo organizační a ve svých důsledcích může vést až k nezajištěnosti tak velkého investičního díla, kterým bezesporu jaderný zdroj je.

3. OBDOBÍ VÝSTAVBY

Základním právním předpisem pro účastníky výstavby, kterými jsou investor, generální projektant a dodavatel, je vyhláška č. 5 Státní komise pro vědeckotechnický a investiční rozvoj z 25. listopadu 1986 o dokumentaci staveb. Vychází ze zákonem určené kompetence federálních ministerstev a z příslušných paragrafů zákona č. 50/1976 o územním plánování a stavebním řádu.

Základním předmětem vyhlášky je způsob a rozsah dokumentace staveb a jiných akcí výstavby, jejichž součástí jsou stavební a montážní práce, postup při jejím zpracování, projednávání, posuzování, schvalování a při provádění změn. Současně určuje výkon státní expertízy dokumentace staveb a závěrečného hodnocení staveb.

V případě výstavby jaderného zdroje dochází k dovozu projektové dokumentace ze SSSR. Protože systém a obsahy jednotlivých stupňů dokumentace stavby je mezi SSSR a ČSSR vcelku odlišný, musela být na úrovni obdobné vyhlášky č. 5/87 vydána Státní komisí pro vědeckotechnický a investiční rozvoj zvláštní vyhláška, která určovala působnost a využitelnost nakoupených projektů. Byly vydány pro konkrétní případy výstavby a to pro JE Temelín vyhláška č. 6/84 s její náhradou vyhláškou č. 5/87 z 22.12.1987 a pro JE Mochovce č. 7/84. V podstatě se jedná především o použitelnost sovětského technického projektu jako dokumentace na úrovni úvodního projektu.

Vlastní výstavba se provádí na základě závěrů a ujednání mezi účastníky výstavby, které formou závazných časových a obsahových údajů jsou uvedeny v režimech staveb. Režimy staveb se vytvářejí v duchu vyhlášky č. 157/76 Státní komise pro vědeckotechnický a investiční rozvoj o režimech staveb a jsou nejkonkrétnějším vyjádřením postupu výstavby.

Rámcově nutno upozornit, že platná zákonná ustanovení a prováděcí vyhlášky a směrnice jsou vždy uvedena v příslušných statích vyhl. č. 5/87. Rozpracované díly a odstavce uvedené vyhlášky jsou obsahem jednotlivých příloh k samotné vyhlášce.

Z hlediska vlastního provádění stavby, vzhledem k jejímu rozsahu, vznikají na stavbách výstavbové závody jak dodavatelů, tak investorů a také projektové závody včetně autorských pracovišť sovětských odborníků.

V období výstavby jaderného zdroje se projevuje víceletá koncentrace pracovních sil, stavebních a dopravních mechanismů a prostředků ap. na kvalitu a s důsledky do sociálního života obyvatel v dotčeném území a životního prostředí. Proto musí být zabezpečován tomu adekvátní rozvoj infrastruktur. Skutečnosti s tímto spojené vytvářejí správní, ale i právní aspekty, které je nutné většinou řešit jednak investičními akcemi, ale také v možnostech orgánů lidosprávy určitými akcemi s využitím místních stávajících podmínek.

4. OBDOBÍ PROVOZU

Z hlediska provozu jaderného zdroje je vždy věnována maximální pozornost jeho bezpečnému provozu. O aspektech vlivu provozu směrem do území a sídel z hledisek sociálních byly již v předcházejícím uvedeny nejzákladnější údaje a požadavky.

Zajištění jaderné bezpečnosti jaderného zdroje z hlediska právních aspektů je stanoveno zákonem z 22. března 1984 o státním dozoru nad jadernou bezpečností jaderných zařízení. Dle znění tohoto zákona odpovědnost za jadernou bezpečnost zdroje jako celku má odpovědná organizace, kterou je investor zajišťující výstavbu, provozovatel po převzetí zdroje a organizace zajišťující přepravu jaderných materiálů. V souhrnu jsou to vesměs organizace resortu energetiky.

Vykonáváním státního dozoru je pověřena a za jeho řádný výkon je zodpovědná Československá komise pro atomovou energii a předseda této komise.

Kontrolní činnost při výkonu státního dozoru vykonávají hlavní inspektor a inspektoři jaderné bezpečnosti.

Vlastní kontrolní činnost v době provozu je přirozeným vyústěním činnosti provedené již v předcházejících etapách přípravy, výstavby a spouštění jaderného zdroje.

Společensko-právní aspekty vyplývající z provozu jaderného zdroje jako podniku začleněného do organizační struktury československé energetiky se nijak neliší od činnosti podobných výrobních zařízení a podniků.

5. ZÁVĚR

Smyslem celého referátu bylo především ukázat na komplexnost problematiky spojenou s první úvahou a konče realizací a provozem jaderného zdroje. Zkušenosti a tradice prací totiž jasně prokazují, že spolehlivost a návazná bezpečnost jaderného zdroje se rodí a připravuje v celé té dlouhé škále činností počínaje od technických záměrů, územně-technických podmínek, konstrukce, projekce, výběru staveniště, demografických podmínek, výroby a kontroly zařízení, stavebně-montážních prací, spouštění, provozu a v neposlední řadě i ve formování tzv. "lidského faktoru".

Snahou bylo především upozornit na systém a metodiku přípravy celé akce, pokud možno se všemi společensko-právními aspekty ve funkci času a hlavně financí.

V referátu nebyl zvlášť zdůrazněn význam dosažení požadované bezpečnosti ve vazbě na zvýšenou investiční náročnost. Je však nutno si uvědomit, že dosažení požadované bezpečnosti jaderného zdroje je vždy spojeno s určitými zvýšenými investičními nároky, což není samozřejmě specifikou československé energetiky.

Snahou všech zúčastněných jistě do budoucna bude vždy realizovat jaderný zdroj s optimální bezpečností a v přijatelných ekonomických hranicích.

Zajištění jakosti vybraných zařízení v jaderné energetice z hlediska jaderné bezpečnosti

J. Macoun

Československá komise pro atomovou energii

Bezpečnost jaderné energetiky je podmíněna naplňováním požadavků na jakost zařízení, provozu a personálu.

Cílem zajištění jakosti je poskytnout organizacím, které se jakoukoliv formou podílejí na výstavbě jaderných elektráren, výrobě materiálů, zařízení a přístrojů, anebo které jaderné elektrárny provozují, závazné podklady pro komplex technických opatření a činností, souvisejících se zajištěním jakosti vybraných zařízení z hlediska jaderné bezpečnosti, nutných pro provozuschopnost jaderné energetických zařízení. Tato opatření je nutné v zájmu jaderné bezpečnosti realizovat při výrobě, výstavbě a během provozování jaderné elektrárny. Komplex takových opatření lze zahrnout pod společný název "zajištění jakosti". Základním organizačním předpokladem je vypracování "programů zajištění jakosti" v souladu se stanovenými zásadami, principy a požadavky. Dalším samozřejmým předpokladem je realizace těchto programů a ověření, že byly splněny požadavky z hlediska jaderné bezpečnosti. Tato ověření se provádějí kontrolou v rámci organizace, která provádí a odpovídá za příslušnou činnost, a také dozorem prováděným nadřízenými organizacemi, orgány státního dozoru nad bezpečností práce a orgány státního dozoru nad jadernou bezpečností.

Zajištění bezpečnosti a spolehlivosti během provozu jaderné elektrárny znamená v podstatě vyloučit nebo maximálně omezit možnost poruch zařízení vedoucích k poruchám závažným z hlediska jaderné bezpečnosti a především možnost ztráty integrity zařízení obsahujícího aktivní provozní látky, zejména chladivo reaktoru. Zejména jde o poruchy, které by mohly mít za následek havárii spojenou s únikem radioaktivních látek. To vyžaduje přijetí řady technicko-organizačních opatření, jejichž smyslem je zabránit takovému selhání technických zařízení. Rozhodujícím aspektem těchto opatření je vyloučit závažné nedostatky vlastností a vady použitých zařízení, jejich materiálů a svarových spojů během výroby a montáže a zabránit vzniku nebo nekontrolovatelnému rozvoji vad v těchto materiálech a svarech během provozu. Těchto cílů lze dosáhnout jen systematickým přístupem k zajištění jakosti během všech fází přípravy, navrhování, výroby, výstavby, spouštění a provozního využití až do konce reálného života zařízení.

Závažný podíl na vadách materiálu a funkčních nedostacích zařízení mají opomenutí nebo nedostatečně zhodnocení provozních podmínek a požadavků na materiál a zařízení již ve fázi projektování a konstrukce jednotlivých zařízení elektrárny. Proto je třeba věnovat také soustředěnou pozornost projekční a konstrukční dokumentaci, zejména provádět kontrolu příslušné dokumentace a ověření projektového řešení a také projednat závazné a vyčerpávající technické podmínky, které konkretizují požadavky a kritéria na jednotlivá zařízení a systémy z hlediska požadavků projektu, způsobu jejich splnění a ověření. Jedině takovým způsobem je možno zajistit počáteč-

ní předpoklady pro zajištění jakosti zařízení jaderných elektráren v období výstavby a také pro udržení dobrého stavu během dlouhodobého provozního využití, předpoklady pro systematickou kontrolu a hodnocení stavu zařízení i jeho spolehlivosti a pro seriózní hodnocení provozní přípustnosti a predikci doby dalšího spolehlivého provozování jaderné elektrárny a jednotlivých jejích komponent z hlediska jaderné bezpečnosti.

Program zajištění jakosti a provozní kontroly, jeho dodržování a správná aplikace je jednou z důležitých základních podmínek provozuschopnosti každého jaderné energetického zařízení a je také základním předpokladem pro správné, bezpečné a spolehlivé provozování takového zařízení.

Program zajištění jakosti a provozní kontroly zahrnuje problematiku technického a organizačního charakteru včetně odpovědnosti, specifikací činností souvisejících se zajištěním jakosti, ověření a kontroly takových činností, kontroly a zkoušek materiálů, zařízení a systémů, hodnocení jakosti nebo stavu zařízení, které již bylo provozováno, výběru, školení a ověření způsobilosti personálu, dokumentace o jakosti, revize činností, které zajišťují jakost a dozor nad zajištěním jakosti a provozuschopného stavu jaderné energetického zařízení apod.

Zásady zajištění jakosti jsou stanoveny na úrovni současných znalostí dané problematiky a předpokládá se jejich postupné doplňování a novelizování v souladu s rozvojem vědy a techniky. Z tohoto hlediska je nelze považovat za definitivní a neměnné a pro splnění v nich stanovených požadavků a zásad lze použít i odchylných přístupů za předpokladu, že bude srovnávacími rozbory, zkouškami nebo přímými analytickými metodami ověřena ekvivalentnost obou přístupů nebo stanovena větší výhodnost nového přístupu pro jakost a dobrý provozní stav zařízení /znalost provozního stavu/.

Zajištění jakosti zahrnuje fázi vývoje, projektování, konstrukce, výroby, montáže a provozu. Jeho smyslem je vytvořit předpoklady pro vypracování a splnění takových požadavků, instrukcí a pracovních návodů v jednotlivých uvedených fázích výstavby nebo provozu jaderné elektrárny, které významně zvýší předpoklady provozní bezpečnosti a spolehlivosti zařízení, jeho jednotlivých částí i celku, umožní účinnou provozní kontrolu stavu tohoto zařízení po celou dobu jeho provozního využití, diagnostiku a také evidenci tohoto stavu. Jedině při takovém komplexním pochopení poslání "Zásad zajištění jakosti" splní tyto svůj účel a budou pozitivním přínosem pro urychlení procesu výstavby a uvádění jaderných elektráren do provozu v souladu se zvýšenými nároky na jadernou bezpečnost.

Přijetí zásad a požadavků zajištění jakosti vytvoří také základní předpoklad pro pochopení a účinnou spolupráci mezi jednotlivými organizacemi a státy v období přípravy výstavby, vlastní výstavby a provozu.

Vzhledem k tomu, že zařízení jaderných elektráren je tvořeno značným množstvím jednotlivých uzlů a komponent, není reálně možné ani technicky nutné, aby náročné činnosti technického a kontrolního charakteru vyplývající ze systému zajištění jakosti a provozních kontrol byly uplatňovány stejně pro všechna zařízení bez ohledu na jejich význam pro jadernou bezpečnost, spolehlivost apod. Proto je vhodné rozdělit zařízení jaderných elektráren do kategorií dle jejich významu z hlediska jaderné bezpečnosti a jednotlivým kategoriím přidělit typické funkční činnosti.

Dokumentace o jakosti je dokumentace, která poskytuje doklady o jakosti prvků a zařízení, o činnostech, které ovlivňují jakost, o vlastnostech materiálů, svarů nebo prvků a zařízení a o výsledcích činností, které byly provedeny za účelem zjištění a vyhodnocení stavu provozovaných zařízení.

Vybraná zařízení jsou taková zařízení, komponenty nebo systémy, na něž se vztahují činnosti, které jsou vyvolány požadavky na zajištění jaderné bezpečnosti a zahrnutý do programů zajištění jakosti.

Zajišťování jakosti je plánovitá a systematicky prováděná činnost nezbytná k vytvoření dostatečné jistoty, že všechny práce v průběhu etap životního cyklu jaderné energetického zařízení budou prováděny stanovenými postupy a jejich výsledky budou splňovat stanovené požadavky. Úkolem zajišťování jakosti je, aby odpovědná organizace měla v rámci své odpovědnosti za jadernou bezpečnost jaderné energetického zařízení a na základě celého souboru stanovených kontrol jakosti vždy nezbytný přehled o technickém stavu již budovaného nebo provozovaného zařízení, a aby mohla prokázat, že stanovená jakost byla dosažena a udržována.

Kultura jaderné bezpečnosti je kvalifikační a psychologická připravenost všech pracovníků, při které zajištění jaderné bezpečnosti jaderné energetického zařízení je prvořadým cílem i vnitřní potřebou vedoucí k poznání vlastní odpovědnosti a samokontroly při naplňování všech prací majících vliv na jadernou bezpečnost.

Program zajištění jakosti je dokumentace, která obsahuje souhrn technických, organizačních a správních opatření a činností včetně kontrolních, týkajících se zajištění a udržení stanovené jakosti, bezpečnosti a přípustnosti pro provoz.

Kontrola je zjišťování jakosti návrhů zařízení, systémů, komponent, konstrukcí, výpočtů a řídicí techniky.

Bezpečnostní funkce jsou takové funkce, jejichž plnění je nutné k předcházení vzniku nehody nebo zmírnění následků nehody. Mohou být splněny použitím komponent určených pro:

- normální provoz
- zabránění očekávaným provozním událostem
- omezení následků nehod.

Provozní kontroly jsou takové, které se provádějí v období provozního využívání jaderné energetického zařízení a jsou stanoveny v programech zajištění jakosti nebo jejich přílohové dokumentaci.

Jaderná bezpečnost je stav a schopnost jaderného zařízení a jeho obsluhy zabránit nekontrolovatelnému rozvoji štěpné řetězové reakce a nedovolenému úniku radioaktivních látek a ionizujícího záření do životního prostředí.

KLASIFIKACE ZAŘÍZENÍ, NA NĚŽ SE VZTAHUJE SYSTÉM ZAJIŠTĚNÍ JAKOSTI

Zásady klasifikace vybraných zařízení

Vybraná zařízení se dělí do tříd podle svého významu, bezpečnostní funkce a závažnosti jejich případné poruchy pro jaderné energetická zařízení z hlediska jaderné bezpečnosti.

Klasifikace má tři třídy, z nichž 1. třída zahrnuje zařízení s největší závažností poruchy z hlediska jaderné bezpečnosti, u nichž jsou proto největší nároky na zajištění jakosti, četnost a rozsah kontrol a na příslušnou s tím související dokumentaci. U dalších jsou nároky postupně nižší.

KLASIFIKACE VYBRANÝCH ZAŘÍZENÍ

Bezpečnostní třída 1 zahrnuje:

- a/ zařízení, která jsou součástí primárního okruhu reaktoru s výjimkou těch zařízení, jejichž poškození je možno kompenzovat normálním systémem pro doplňování chladiva;
- b/ zařízení, která jsou nutná pro odstavení reaktoru při nehodě spojené se ztrátou chladiva.

Bezpečnostní třída 2 zahrnuje:

- a/ zařízení, která jsou součástí primárního okruhu reaktoru, ale nenáleží do bezpečnostní třídy 1;
- b/ zařízení pro odstavení reaktoru při normálním a abnormálním provozu a za havarijních podmínek a nenáleží do bezpečnostní třídy 1;
- c/ zařízení pro zajištění dostatečného množství chladiva pro chlazení aktivní zóny reaktoru během normálního a abnormálního provozu a za havarijních podmínek;
- d/ zařízení pro odvod tepla z aktivní zóny reaktoru po ztrátě integrity primárního okruhu reaktoru;
- e/ zařízení pro odvádění zbytkového tepla při normálním a abnormálním provozu a za havarijních podmínek v případech, kdy nedošlo ke ztrátě integrity systému tlakového okruhu chladiva reaktoru;
- f/ zařízení pro omezení úniků radioaktivních látek z ochranné obálky.

Bezpečnostní třída 3 zahrnuje:

- a/ zařízení pro udržení reaktoru v podmínkách odstavení při všech plánovaných a neplánovaných odstávkách;
- b/ zařízení pro zabránění nepřípustným změnám reaktivity;
- c/ zařízení pro odvod tepla z ostatních bezpečnostních systémů;
- d/ zařízení pro dodávky nezbytné energie /elektrické, pneumatické, hydraulické apod./ pro kterýkoliv bezpečnostní systém;
- e/ zařízení pro udržení podmínek prostředí v prostorách jaderně energetického zařízení umožňující provoz bezpečnostních systémů a přístupnost pro provozní pracovníky elektrárny k provedení činností důležitých pro jadernou bezpečnost;
- f/ zařízení pro zamezení radioaktivních úniků z vyhořelého paliva při jeho přepravě nebo skladování na dané lokalitě;
- g/ zařízení pro zpracování, manipulaci a skladování radioaktivních odpadů a omezení úniků radioaktivních látek pod úroveň schválených limitů;
- h/ zařízení pro udržení podkritického stavu a odvod zbytkového tepla z ozářeného paliva při jeho skladování na dané lokalitě.

Jakost všech ostatních zařízení, která nejsou zahrnuta do bezpečnostních tříd, se zajišťuje v souladu s platnými předpisy, normami nebo smluvenými technickými podmínkami.

ZÁSADY ZAJIŠTĚNÍ JAKOSTI

Zásady zajištění jakosti určují:

- a/ základní požadavky na vypracování, projednávání, schvalování, realizaci a kontrolu programů zajištění jakosti a s nimi související opatření a činnosti při plánování, přípravě, navrhování, výrobě, výstavbě, montáži, spouštění a provozu vybraných zařízení v jaderné energetice z hlediska jaderné bezpečnosti;
- b/ závazné pokyny pro komplex technických a organizačních opatření a činností, souvisejících s jakostí zařízení, které je nutné realizovat v zájmu jaderné bezpečnosti jaderně energetických zařízení.

Zajištění jakosti vybraných zařízení i jaderně energetického zařízení jako celku je podmíněno realizací komplexu organizačních, technických a kontrolních opatření a to při plánování, přípravě, navrhování, výstavbě, výrobě, montáži, spouštění a provozu vybraných zařízení v souladu s ustanoveními zásad.

Rozsah platnosti

Zásady zajištění jakosti jsou závazné pro organizace, které se podílejí na řídicích, plánovacích, přípravných, navrhovacích, výrobních, realizačních, provozních a schvalovacích činnostech, týkajících se zajišťování jakosti vybraných zařízení v jaderné energetice.

Zásady pro zajišťování jakosti

Organizace a osoby pověřené zajišťováním jakosti vybraných zařízení musí být k tomu způsobilé.

Pro způsob řízení, provádění, kontrolu, ověření a dozor nad zajištěním jakosti vybraných zařízení v rámci všech stupňů programů musí být v dané organizaci stanoveny zejména jednoznačná organizační struktura, vymezena funkční odpovědnost a pravomoc.

V organizacích, které provádějí činnosti související s realizací a ověřením splnění programů zajištění jakosti, musí být vypracovány a prováděny plány pro výcvik a odborný výběr pracovníků, kteří mají provádět tyto činnosti. Harmonogramy výběru a výcviku pracovníků musí být stanoveny tak, aby při zahájení činností souvisejících s jakostí byli k dispozici pracovníci v potřebném počtu a s odpovídající kvalifikací.

Organizace je povinna zajistit a státnímu dozoru nad jadernou bezpečností prokázat:

- a/ seznámení pracovníka s daným programem zajištění jakosti, s metodou, případně postupem, který bude provádět nebo zajišťovat;
- b/ platnost osvědčení o odborné způsobilosti pracovníka k provádění příslušné činnosti;
- c/ zdravotní způsobilost pracovníka.

POŽADAVKY NA DOKUMENTACI O ZAJIŠTĚNÍ JAKOSTI

ZÁSADY EVIDENCE, IDENTIFIKACE A ARCHIVACE

Druhy dokumentace

Všechny činnosti související s výstavbou a provozem jaderně energetického zařízení, definované, zajišťované a kontrolované v programech zajištění jakosti musí být vhodným a účinným způsobem dokumentačně zpracovány. Jsou to příslušné programy zajištění jakosti, provozní kontroly, harmonogramy prací, pracovní postupy, metody, výkresy, technické podmínky apod.

Technické podmínky, postupy a výkresy musí obsahovat příslušná kvantitativní a kvalitativní kritéria pro zjištění, zda byly uspokojivě provedeny důležité činnosti a zda byly splněny stanovené předpoklady zajištění jakosti a provozuschopnosti.

Zadávací program zajištění jakosti

- a/ zpracovává se pro každou stavbu s jaderně energetickým zařízením a je platný od termínu schválení programu do skutečného konce životnosti bloku;

- b/ stanoví závazné požadavky na vlastnosti vybraných zařízení a činností, které podmiňují jakost a stav vybraných zařízení a které jsou uplatňovány v průběhu navrhování, výroby, montáže a provozu až do vyřazení jaderně energetického zařízení z provozu;
- c/ stanoví zásady a požadavky, které je nutno splnit v programu zajištění jakosti a v individuálních programech zajištění jakosti.

Individuální programy zajištění jakosti

Tyto programy:

- a/ zpracovávají se pro jednotlivá vybraná zařízení pro období výroby, montáže a provozu;
- b/ rozpracovávají zásady a požadavky vyplývající ze zadávacího programu zajištění jakosti a dílčích programů zajištění jakosti;
- c/ konkretizují požadované vlastnosti vybraného zařízení, určují rozsah a způsob provedení kontrol a obsahují kritéria přípustnosti vad pro dané zařízení.

Činnosti související s vypracováním programů zajištění jakosti, jejich realizací a kontrolou musí být dokumentačně zpracovány. V programech a jejich přílohové dokumentaci musí být obsaženy předepsané postupy, instrukce, metodiky, jednoznačné výkresy, které se týkají kontroly jakosti.

Tyto instrukce, postupy, metodiky kontroly a výkresy v těchto programech

- a/ musí obsahovat nezbytná kvantitativní anebo kvalitativní kritéria přijatelnosti, aby bylo možno určit, zda byla dosažena požadovaná jakost;
- b/ v návaznosti na citlivost použité nedestruktivní metody musí obsahovat kritéria stanovení velikosti nejmenší evidované přípustné vady;
- c/ je nutno periodicky revidovat a aktualizovat.

Změny a úpravy schválených programů zajištění jakosti se provádějí podle obdobných zásad pro přípravu a schvalování programů příslušné úrovně. K projednání a schválení změn a úprav programů je organizace, odpovědná za vypracování a realizaci příslušného programu, povinna doložit písemně zpracovanou analýzu příčin navrhované změny nebo úpravy.

Při dodávkách jaderně energetických zařízení dovozem ze zahraničí je nutno uplatnit opatření a zásady uvedené v programech pro zajištění jakosti platné pro příslušné jaderně energetické zařízení. Proto musí být požadavky na organizační a věcné zajištění jakosti, kontrolu i dozor nad jakostí zahrnuty při projednávání podmínek a specifikací dodávek prostřednictvím příslušné organizace zahraničního obchodu a obsaženy ve smlouvě o dodávce.

Vypracování dokumentace o jakosti výroby a montáže

Dokumentace o jakosti musí obsahovat objektivní důkazy o jakosti, tj. kromě výchozích projektových údajů a zvláštních požadavků programů zajištění jakosti musí obsahovat zejména výsledky posouzení, dozoru, zkoušek, záznamy o provádění prací /monitorování prací/, analýzy materiálů, záznamy o provozním výkonu jaderně energetického zařízení a také s nimi související údaje, jako např. kvalifikaci personálu, postupy a vybavení, požadované opravy a další příslušné dokumenty.

Všechny zprávy o zajištění jakosti musí být čitelné, kompletní a identifikovatelné vzhledem k danému případu.

Vydávání a distribuce dokumentace

Splnění všech požadavků, instrukcí a postupů zpracovaných v dokumentaci je podmíněno správností použité dokumentace a jejím včasným dodáním na správné adresy, tj. pracovníkům a organizacím nebo organizačním složkám, které provádějí příslušné činnosti nebo jejich kontrolu. Z toho důvodu je nutno stanovit systém vydávání a distribuce dokumentace podle stanoveného rozdělovníku, který je průběžně upravován - aktualizován podle současného stavu. Provedením příslušných opatření je nutno zajistit získání jistoty, že pracovníci, kteří provádějí příslušné činnosti nebo se na nich podílejí, používají vhodné a správné instrukce, postupy, výkresy, technické normy a jinou dokumentaci nezbytnou pro provádění činnosti.

Je nutno zajistit taková kontrolní opatření, aby bylo zajištěno, že na příslušných pracovištích bude vždy včas k dispozici nejnovější schválená dokumentace, která odpovídá poslednímu a platnému stavu.

Dokumentace o provozní kontrole

Veškeré činnosti prováděné v souvislosti s provozní kontrolou vybraných zařízení jaderně energetických zařízení musí být řádně dokumentačně zpracovány. V obecném smyslu jsou to zejména:

- programy provozní kontroly
- harmonogramy provozní kontroly
- harmonogramy provozu
- zprávy o provedení provozní kontroly, vyhodnocení a závěrech
- dokumentace o výchozím stavu zařízení před uvedením do provozu atd.

Technická dokumentace o provozní kontrole musí být řádně uschována a zajištěna proti poškození nebo ztrátě společně s dokumentací o výchozí jakosti a jejím zajištění.

Dokumentace o jakosti oprav a údržby provozního zařízení

O všech provedených opravách systémů, zařízení, materiálů a svarových spojů vybraných zařízení a svarech provedených při údržbě zařízení musí být vypracována řádná dokumentace podle zásad platných pro zpracování dokumentace o výrobě nebo montáži. Obdobně platí i zásady pro kontrolu, schvalování a distribuci dokumentace. V průvodní dokumentaci dodávek a v dokumentaci o provedené montáži zařízení musí být uvedeny vždy konkrétní výsledky kontroly nebo zkoušek provedených oprav a to i v případě, že to není výslovně požadováno pro systém, komponentu.

SOUBOR DOKUMENTACE O ZAJIŠTĚNÍ JAKOSTI, JEHO ARCHIVACE A UDRŽOVÁNÍ .

Systém dokumentace o zajištění jakosti musí být stanoven a prováděn v souladu s předepsanými postupy a instrukcemi. Systém by měl vyžadovat, aby byla prováděna a udržována dostatečná dokumentace, která by udržovala svědectví o činnostech, které se týkají zajištění jakosti, a která by popisovala věrně základní podmínky před uvedením do provozu. Systém dokumentace o zajištění jakosti musí obsahovat opatření pro identifikaci, shromažďování, třídění, skladování, udržování a disponování zprávami. Dokumentace musí být skladována a udržována takovým způsobem, aby její jednotlivé části byly snadno k nalezení. Uskladnění dokumentace musí být provedeno v prostorech s vhodným prostředím tak, aby byla možnost poškození nebo zničení dokumentace snížena na minimum, a aby bylo zabráněno ztrátě dokumentace.

Doby archivace jednotlivých částí dokumentace o zajištění jakosti a dalších připojených materiálů o provedení zkoušek včetně svědečných vzorků musí být písemně stanoveny. V podstatě je nutno, aby zprávy, které řádně identifikují podmínky "okamžitého stavu" jednotlivých dílů na elektrárně, udržoval provozovatel elektrárny po celou užitečnou dobu životnosti příslušného dílu od období přes skladování, montáž a provoz až do doby ukončení provozního využití.

Dobu archivace částí dokumentace, které nemusí být uschovány po celou dobu životnosti dílu, je nutno stanovit s přihlédnutím k typu příslušné zprávy a k informacím, které obsahuje. Disponování s dokumentací musí být prováděno pouze v souladu s předepsanými zásadami tak, aby nemohlo dojít ke ztrátě dokumentace nebo jejímu zneužití.

POŽADAVKY NA ZAJIŠTĚNÍ JAKOSTI PŘI VÝROBĚ ZAŘÍZENÍ

Realizační činnosti

Před zahájením výroby vybraných zařízení jsou dodavatelé povinni zpracovat individuální programy zajištění jakosti pro tato zařízení.

Individuální programy zajištění jakosti musí být odsouhlaseny stavebníkem a schváleny státním dozorem nad jadernou bezpečností. Podle těchto programů provádí dodavatel při výrobě a montáži kontrolu vybraných zařízení. Kontrolu ostatních zařízení provádí dodavatel při výrobě a montáži v souladu s platnými předpisy, normami nebo podle dohody uzavřené s odběratelem.

Dodavatel je povinen spolu s dokumentací k vybranému zařízení předat i dokumentaci o jakosti v souladu s požadavky těchto zásad zajištění jakosti.

Součástí dodávky, která podléhá činnostem se zajištěním jakosti jsou i kontrolní a diagnostická zařízení a přístroje nutné pro provádění těchto činností, systémy svědečných vzorků a doporučení o způsobu zpracování jejich výsledků a vyhodnocení zbytkové životnosti zařízení.

Realizace činností souvisejících se zajišťováním jakosti

- a/ pro výrobu musí být ukončena a vyhodnocena před zahájením montáže;
- b/ pro montáž musí být ukončena a vyhodnocena před zahájením spuštění.

Kladné vyhodnocení činností podmiňuje vždy zahájení následných.

Zajišťování jakosti v období výroby, dodávek, montáže a spouštění

Materiál, zařízení a služby musí být podrobeny kontrole podle schválených příslušných dílčích a individuálních programů zajištění jakosti, k zajištění souladu s požadavky na dodávku.

Osvědčení o tomto souladu mající charakter potvrzení nebo atestu dodavatele nebo výrobce musí:

- a/ být k dispozici na místě výstavby jaderně energetického zařízení před zahájením fyzikálního spouštění;
- b/ obsahovat konkrétní hodnoty, které jsou výsledkem kontrolní činnosti;
- c/ obsahovat hodnotící kritéria.

V případech, kdy technologické postupy mohou ovlivnit výsledné vlastnosti materiálu a zařízení, musí být předem zajištěna možnost provedení dalších zkoušek /např. uschováním svědečných vzorků/.

Dodavatelé výrobků a zařízení pro jaderně energetická zařízení jsou povinni uvádět v dokumentaci o jakosti dodávky výsledky provedené výrobní kontroly jakosti a zkoušek vlastností základního materiálu a svarových spojů, zejména vlastnosti a složení materiálu, místo, velikost, četnost a druh odstranitelných vad zjištěných kontrolou a způsob provedení jejich oprav. Povinnost uvedení konkrétních údajů se vztahuje také na vady přípustné velikosti, druhu, četnosti apod. Údaje musí být v souladu s individuálními programy zajištění jakosti.

Identifikace materiálů, dílů a komponent se provádí podle předem stanovených zásad, týká se i částečně vyrobených dílčích sestav, polotovarů a přídavného materiálu a musí být zachována během výrobních operací, přípravy pro montáž, montáže, spouštění a provozu. Identifikační záznamy a související dokumentace musí být dosažitelné během celého postupu výstavby a provozu.

Opatření pro identifikaci a kontrolu je nutno stanovit tak, aby se zabránilo použití nesprávného nebo vadného materiálu, části nebo komponenty. Tam, kde je použito identifikačního označení, musí být toto označení čitelné, jednoznačné, nesmí ovlivňovat funkci předmětu a nesmí být odstraněno bez nahrazení jiným způsobem identifikace.

Opatření pro kontrolu manipulace, skladování a dopravy, včetně čištění, balení a ochrany materiálu a zařízení musí být stanovena a dokumentována v souladu s předepsanými instrukcemi, postupy a výkresy tak, aby se zabránilo poškození, zničení nebo ztrátě.

Výrobní a montážní odchylky a rovněž odchylky vzniklé opravou zařízení od realizační dokumentace musí být předloženy ke schválení. K tomu je nutno předložit souhlas s odchylkou od té organizace, která příslušnou realizační dokumentaci sestavila nebo se na ní jinak podílela.

U materiálu a dílů vybraných zařízení a systémů, které nevyhověly požadavkům, musí být spolehlivě vyloučeno jejich nesprávné použití. V programu zajištění jakosti musí být stanoveny zásady a odpovědnost za disponování s díly, které neodpovídají stanoveným požadavkům.

O provedení kontroly nakupovaného materiálu, zboží nebo služby, která je předmětem dodávky, musí být zpracováno písemné osvědčení o provedení kontrolní činnosti a jejich závěrech. Písemné osvědčení, že nakupovaný materiál, zařízení nebo provedená služba odpovídá požadavkům předepsaným pro příslušnou dodávku, musí být k dispozici na místě výstavby elektrárny dříve než je zahájena montáž nebo využití zařízení a materiálu. Toto osvědčení by mělo být zpracováno tak, aby uvedením dostatečných údajů bylo na základě ověření prokázáno, že byly splněny všechny požadavky na dodávaný materiál, zařízení nebo služby.

IDENTIFIKACE MATERIÁLŮ, DÍLŮ A KOMPONENT, KONTROLA IDENTIFIKACE

Je nutno stanovit opatření pro identifikaci materiálů, dílů, komponent a pro kontrolu identifikace. Povinnost identifikace se týká i částečně vyrobených dílčích sestav, polotovarů a také přídavného materiálů /např. pro svařování/. Provádí se podle stanovených požadavků průběžně podle postupu a během výrobních operací, přípravy pro montáž, montáže a provozu. Identifikace příslušného materiálu, dílu nebo komponenty se provádí uvedením čísla stavby, čísla dílu, čísla série nebo jinými vhodnými prostředky buď na předmětu /odlitím, vyražením na vhodném místě nebo připevněním štítku apod./ nebo v průvodních záznamech příslušného předmětu. Musí být

zachována během výroby, předmontáže, montáže a provozního využití. Identifikační záznamy a související dokumentace musí být dosažitelné během celého postupu výstavby.

V maximálním možném rozsahu je vhodné použít fyzikální identifikaci. Tam, kde je fyzikální identifikace nevhodná nebo nedostatečná, je nutno k zajištění spolehlivé identifikace použít fyzikálního oddělení, postupné kontroly nebo jiných vhodných opatření. Tato opatření pro identifikaci a kontrolu je nutno navrhnout tak, aby ve všech případech bylo předem vyloučeno použití nesprávného nebo vadného materiálu.

Všeobecné požadavky na dodávky a montáže

V programech zajištění jakosti je nutno stanovit opatření pro zajištění, aby v dokumentaci pro pořízení materiálů, zařízení, systémů a služeb včetně dodávek montáže a speciálních prací jako je provedení zkoušek a ověření hmotných i nehmotných dodávek, prováděných smluvními organizacemi a v rámci vlastní organizace provozovatele nebo jeho nadřízené organizace, byly zahrnuty a správně interpretovány příslušné úřední předpisy nebo zvláštní požadavky orgánů státního dozoru příslušného státu, požadavky projektového a konstrukčního řešení, technické normy, specifikace nebo jiné požadavky nutné a vhodné pro zajištění příslušné úrovně jakosti.

Požadavky na dodávky a služby musí zejména obsahovat následující údaje:

- A/ Stanovení rozsahu práce, která má být provedena dodavatelem.
- B/ Technické požadavky specifikované s odkazy na obecně závazné právní předpisy, postupy, instrukce a specifikace včetně jejich revidovaných vydání, které se týkají předmětů, které mají být dodány nebo služeb, které mají být provedeny.
- C/ Požadavky na zkoušky, kontrolní činnosti a všechny zvláštní instrukce a požadavky pro tyto činnosti.
- D/ Opatření pro přístup k vybranému zařízení elektrárny a dokumentaci i pro účely kontroly a dozoru, jestliže vznikne potřeba takové kontroly v období provozování elektrárny.
- E/ Stanovení požadavků na zajištění jakosti a části programu zajištění jakosti, které se týkají předmětů nebo služeb, která jsou předmětem dodávky.
- F/ Stanovení požadované dokumentace, jako jsou instrukce, postupy, specifikace, kontrolní a zkušební zprávy o zajištění jakosti, které mají být připraveny a předloženy odběrateli k posouzení nebo schválení.
- G/ Opatření pro kontrolovanou distribuci, uschování a disponování se zprávami o zajištění jakosti.
- H/ Požadavky na dispozici o podávání informací a schvalování výjimek a nesouhlasů.

Případné další požadavky se uvedou podle potřeby.

Kontrola nakupovaných materiálů, zařízení a služeb

Nakupovaný materiál, zařízení a služby musí být podrobeny kontrole, aby byla získána dostatečná jistota, že byl zajištěn soulad s požadavky na dodávku. Kontrola musí být provedena z takových hledisek, jako je objektivní průkaz jakosti, zajišťované smluvním partnerem, kontrola a dozor na místě provádění prací nebo služeb, souvisejících s dodávkou, i z hlediska kontroly a zkoušek výrobků a splnění služeb při dokončení a přebírání výrobku.

Tam, kde jsou stanoveny závazné požadavky na materiál, svary a technologické postupy, které mohou ovlivnit konečné vlastnosti materiálu a svarů /např. způsob tepelného zpracování/, musí být předem dohodnuty zásady odběru a uschování svědeč-

ných vzorků /jejich dodávka se považuje za povinnost výrobce zařízení/ tak, aby byla zajištěna možnost provedení dalších zkoušek včetně realizace programu svědečných vzorků materiálu svarů nádoby reaktoru v rozsahu stanoveném předpisem, projektem, anebo dohodnutým mezi účastníky.

O provedení kontroly nakupovaného materiálu, zboží nebo služby, která je předmětem dodávky, musí být zpracováno písemné osvědčení o provedení kontrolní činnosti a jejich závěrech. Písemné osvědčení, že nakupovaný materiál, zařízení nebo provedená služba odpovídá požadavkům předepsaným pro příslušnou dodávku, musí být k dispozici na místě výstavby jaderné elektrárny dříve než je zahájena montáž nebo využití zařízení a materiálu.

Toto osvědčení by mělo být zpracováno tak, aby uvedením dostatečných údajů bylo na základě ověření prokázáno, že byly splněny všechny požadavky na dodávaný materiál, zařízení nebo služby.

Dodavatel je povinen dodat průvodní technickou dokumentaci nejpozději současně s dodávkou.

POŽADAVKY NA ZAJIŠTĚNÍ JAKOSTI PŘI PROVOZU

Provozní kontrola se provádí podle individuálních programů zajištění jakosti v období provozování.

Při provádění provozní kontroly je nutno z důvodů srovnatelnosti výsledků použít pokud možno stejných metod a přístrojů, jakých bylo použito pro provedení kontroly výroby a montáže a předprovozní kontroly /kontrola počátečního stavu/. Použité metody musí mít citlivost vyšší než jaká odpovídá vadám přípustným pro provoz.

Přístroje, přípravky a zařízení pro provozní kontrolu musí být - je-li to reálně možné - automatizované nebo mechanizované s možností dálkového ovládní s registrací indikovaných vad a možností opětne lokalizace.

Příslušná kontrola musí být provedena za vhodných podmínek prostředí /teplota, osvětlení atd./ kvalifikovanými pracovníky a s použitím řádně seřizovaných přístrojů.

Nástroje, měřicí přístroje, zkušební zařízení a přípravky pro provedení měření a zkoušek musí mít správné rozsahy, typy a požadovanou přesnost pro provedení zkoušek a musí být ve stanovených intervalech kontrolovány, kalibrovány a seřizovány.

Do doby provedení a vyhodnocení rozboru možných důsledků zjištěné vady nebo jejího rozvoje, je nutno tuto vadu a následky jejího rozvoje posuzovat ve smyslu jejího nejnepríznivějšího vlivu a provést tomu odpovídající opatření.

Provozovatel jaderné energetického zařízení je povinen

- a/ zabezpečit činnost vlastního organizačního útvaru odpovědného v rámci organizace provozovatele za přípravu a realizaci provozní kontroly včetně vyhodnocení jejích výsledků. Tento útvar musí být nezávislý na plnění plánu výroby energie;
- b/ vypracovat jedenkrát za rok souhrnnou zprávu o provedené provozní kontrole a jejích výsledcích pro každý provozovaný blok jaderné energetického zařízení;
- c/ průběžně provádět kompletní evidenci a archivaci veškeré dokumentace související se zajišťováním a stavem jakosti v období projektu, výroby, výstavby, provozu a získaných výsledků, následných analýz a nápravných opatření z hlediska odstranění vad a nedostatků.

Roční zprávy /podle shora uvedeného odstavce b/ o provozní kontrole, v nichž jsou uvedeny zejména veškeré provedené práce s odkazy na dílčí zprávy, způsoby a vý-

sledky hodnocení a závěry z hlediska přípustnosti pro další provoz, nedostatky a potíže, příčiny nedodržení nebo posunu termínů a rozsahu kontroly oproti upřesněnému dílčímu programu pro zajištění jakosti a související nápravná opatření, zasílá provozovatel na vědomí státnímu dozoru nad jadernou bezpečností.

Činnosti v rámci provozní kontroly se provádějí podle dlouhodobého harmonogramu provozní kontroly, který je schvalován příslušnými nadřízenými orgány provozovatele a předkládán státnímu dozoru nad jadernou bezpečností ke schválení před zahájením dlouhodobého cyklu provozních kontrol.

V harmonogramu provozní kontroly je nutno uvést zejména etapy přípravy, provádění, vyhodnocení, projednání závěrů a zpracování a jejich porovnání s výsledky předchozích kontrol.

Harmonogramy provozní kontroly se předkládají ke schválení státnímu dozoru nad jadernou bezpečností nejpozději měsíc před realizací těchto kontrol.

Cykly a rozsah provádění kontroly se řídí požadavky a zásadami předpisů. Rozhodujícím hlediskem pro úpravu cyklů a rozsahu provozní kontroly jednotlivých zařízení a jejich uzlů je stav provozního namáhání, zejména podmínky ovlivňující únavu materiálu nebo změnu jeho vlastností během provozu, charakteristiky materiálu a svarů a také velikost kritických vad a použitý faktor bezpečnosti pro stanovení přípustných vad; uvedená hlediska se uvažují ve vztahu k předpokladům možné rychlosti rozvoje vad za provozu zařízení. Při stanovení doby cyklů a rozsahu provozní kontroly je třeba dávat přednost postupné kontrole všech uzlů se stejnými charakteristickými vlastnostmi před aplikací zásady statistického posouzení.

Přístroje, přípravky a zařízení pro provozní kontrolu

Přístroje, přípravky a zařízení pro provozní kontrolu mají být pokud možno automatizovaná nebo mechanizovaná s možností dálkového ovládání a s mechanickým záznamem registrovaných indikací vad s možností jejich opětovné lokalizace. Pokud není vzhledem k charakteru metody možná mechanizace záznamu indikací, je nutné aplikovat jiné postupy pro možnost opětovné lokalizace, např. fotografické snímkování nebo vyznačení na výkresech a schemech, případně ve vhodných tabulkách.

Místa podléhající provozní kontrole

Místa, ve kterých je nutno provádět provozní kontrolu a její rozsah, se stanoví na základě komplexního posouzení všech vlivů na zařízení nebo systémy.

Harmonogram a cykly provozní kontroly

Práce prováděné v rámci programu provozní kontroly musí být řádně plánovány a připravovány v souladu s plánem provozu jaderného zařízení. Je nutno zpracovat dlouhodobý harmonogram provádění provozní kontroly, který musí být v položkách týkajících se vlastní kontroly sfázován, odsouhlasen a schválen společně s harmonogramem provozu jaderného zařízení.

Ve specifickém harmonogramu provozní kontroly je nutno stanovit také fáze přípravy, vyhodnocení, projednání závěrů a zpracování příslušné dokumentace o provozní kontrole a jejich důsledcích. Vyhodnocení musí obsahovat také prostor pro porovnání výsledků kontroly s předcházející kontrolou, případně se stavem zařízení před uvedením do provozu.

Schválené harmonogramy provozní kontroly se předkládají na vědomí orgánům příslušného státního dozoru.

Podmínky realizace provozní kontroly

Realizace úspěšné provozní kontroly v souladu se stanovenými požadavky na provozní bezpečnost je podmíněna řadou technických a organizačních předpokladů, které je nutno zajišťovat průběžně od počátku projektových prací, během výroby, výstavby i v průběhu vlastního provozu.

Pro provozní kontrolu prováděnou periodicky budou obvykle jako základní využity následující nedestruktivní metody:

- vizuální prohlídka
- dálková vizuální kontrola pomocí televize nebo optických přístrojů /periskopy, introskopy apod./ a termovize
- metody kontroly povrchových vad /barevná penetrační, magnetická prášková nebo polévací/
- ultrazvukové metody
- prozařování gama nebo rentgenovými paprsky.

Jako doplňkové nedestruktivní metody periodické provozní kontroly jsou vhodné např.:

- metoda vířivých proudů
- zkouška těsnosti heliová nebo halogenní.

Mezi základní metody periodické kontroly, jejichž charakter je možno definovat jako účelově destruktivní nebo náhodně destruktivní, patří:

- metody kontroly svědečných vzorků /radiačního ovlivnění materiálu a svarů nádoby reaktoru apod./
- opakované tlakové zkoušky nádoby reaktoru a primárního okruhu /pro ověření eventuálně destruktivního účinku zkoušky je vhodné aplikovat současně metodu akustické emise s možností lokalizace míst emisních událostí s následujícím ověřením těchto míst jinými metodami nedestruktivního charakteru, např. ultrazvukovou nebo prozářením apod./.

V souvislosti s rozvojem vědy a techniky je vhodné aplikovat podle možnosti také metody kontinuální kontroly stavu tlakových zařízení primárního okruhu, např.

- měření mechanických vibrací a pulzací, např. s využitím tzv. vibroakustické metody
- zjišťování růstu materiálových nehomogenit během provozu na principu metody akustické emise /tuto metodu je prozatím nutno uvažovat pouze jako perspektivní/.

Použité metody musí mít citlivost lepší, než která odpovídá zjišťování vad o velikosti přípustné pro provoz.

POŽADAVKY NA ZAJIŠTĚNÍ JAKOSTI PŘI OPRAVÁCH A ÚDRŽBĚ

V programu zajištění jakosti musí být stanovena také opatření pro kontrolu oprav a údržby zařízení /včetně konzervace atd./, v průběhu manipulace, skladování, výroby, montáže, provedení komplexních zkoušek a zkoušek před uvedením do trvalého energetického provozu. Obdobně musí být v programu provozní kontroly stanovena opatření pro kontrolu a zajištění jakosti oprav a údržby provozovaného zařízení.

Opravy vad a nedostatků vzniklých nebo zjištěných při výrobě, montáži, spouštění nebo provozu a úpravách vybraných zařízení, smějí být prováděny jen podle technologických postupů a podmínek stanovených zejména v

- programech zajištění jakosti,
- technických podmínkách,
- technických normách,
- v předpisech pro montáž, spouštění a provoz zařízení.

Provádění oprav při výrobě a montáži, jejichž kritéria /četnost, rozsah, opakovatelnost, zásady technologických oprav/ nebyla předem stanovena v příslušných programech zajištění jakosti, technických podmínkách, technických normách nebo předpisech pro montáž a spouštění se považuje za nepřípustné.

Provádění oprav

Opravy defektů, vad a nedostatků vzniklých nebo zjištěných při provádění výroby, montáže, přejímek nebo provozu, smějí být prováděny pouze při dodržení následujících zásad:

- a/ Provedené opravy je nutno vždy ověřit zkouškami /nedestruktivní, tlakové, těsnostní, funkční apod./.
- b/ Místa a způsob provedení oprav včetně výsledků jejich kontroly musí být vždy řádně dokumentačně zpracovány /např. v průvodní dokumentaci výrobku apod./.

Podmienky bezpečnosti prevádzky jadrových elektrární

Š. Rohár, J. Suchomel

Výskumný ústav jadrových elektrární

1. ÚVOD

Prevádzka jadrových elektrární v ČSSR i v zahraničí je bezpečná a spoľahlivá vďaka obrovskému úsiliu, aké nemá obdobu v iných oblastiach technickej činnosti človeka. Pre udržanie a zvyšovanie celkovej úrovne bezpečnosti prevádzky je však potrebné v tomto úsilí nepoľavovať. V prednáške sú uvedené všeobecné princípy uznávané a včlenené do legislatívnych dokumentov aj v ČSSR. Údajmi z doterajšej prevádzky čs. jadrových blokov je dokumentovaná ich vysoká úroveň bezpečnosti. Je zdoraznený prenos poznatkov spätnou väzbou z prevádzky našich i zahraničných JE pre trvalé zvyšovanie bezpečnosti. V závere sú uvedené informácie o moderných metódach pravdepodobnostného hodnotenia bezpečnosti prevádzky JE, ktoré kvantitatívne dokazujú, že riziko ohrozenia zdravia a života obyvateľstva od prevádzky a havárií JE je o mnoho rádov nižšie než riziká nejadrové, ktorým je spoločnosť vystavená.

2. VŠEOBECNÉ PRINCÍPY BEZPEČNOSTI JE

Všeobecným bezpečnostným cieľom je chrániť jednotlivcov, spoločnosť i životné prostredie proti radiačnému ohrozeniu z prevádzky JE tak, aby sa zabránilo výraznejšiemu zvýšeniu rizika, než je pre spoločnosť prijateľné od iných priemyselných činností alebo od rovnocenných alternatívnych zdrojov energie.

Radiačné ožiarenie od normálnej prevádzky JE je udržiavané hlboko pod dovolenými hodnotami na čo najnižšej, vedecky zdovodnenej úrovni. Snahou je dosiahnuť čo najmenších radiačných následkov od havárií uvažovaných v projekte, a to aj od maximálnych projektových havárií s veľmi malou pravdepodobnosťou. Pravdepodobnosť ešte vážnejších, nadprojektových havárií je snahou udržať extrémne malú.

Konečnú zodpovednosť za bezpečnosť prevádzky JE má organizácia prevádzkovateľa. Štátne orgány stanovujú legálny rámec a účinne dozerajú na úroveň bezpečnosti. Základným princípom je dosiahnuť vysokú kultúru bezpečnosti, aby aspekty bezpečnosti boli súčasťou každého rozhodovania. Takáto kultúra bezpečnosti je založená na postojoch apriórneho vnútorného pochybovania, vyvarovania sa sebeuspokojenia, úsilia o dokonalosť, podpory osobnej zodpovednosti každého jednotlivca i účinných mechanizmov spoločenskej kontroly.

Bezpečnosť JE je založená na využití stratégie tzv. "ochrany do hĺbky", podľa ktorej sú predvídané a vopred kompenzované možné mechanické poruchy i chyby človeka, aby sa pri prevádzke zabezpečilo ovládanie výkonu reaktora, chladenie aktívnej zóny a udržiavanie rádioaktívnych materiálov v kontrolovanom priestore. Dôraz je kladený na prevenciu havárií. Úniku rádioaktívnych materiálov bráni niekoľko bariér. Aj napriek tomu je ale obyvateľstvo a životné prostredie navyše chránené pomocou vopred pripravených spôsobov zvládnutia havárií a havarijnými plánmi pre prípad nedostatočnej účinnosti týchto bariér.

Technológia JE je založená na overených technických postupoch. Vykonávanie všetkých činností je kontrolované systémom zaistenia kvality. Starostlivo je rešpektovaný ľudský faktor. Bezpečnosť projektu je zhodnotená a overená ešte pred zahájením výstavby elektrárne. Metódy ochrany pred žiarením sú v súlade s doporučeniami medzinárodných organizácií. Vykonáva sa analýza prevádzkových skúseností a výsledkov výskumu, a z toho vyplývajúce poučenia sú realizované v prevádzke JE.

Lokalita JE je volená tak, aby boli zohľadnené extrémne javy v okolí, potenciálny radiačný vplyv normálnej prevádzky a havárií, dostatočný zdroj chladiacej vody pre trvalý odvod zvyškového tepla z reaktora a možnosť účinného vykonávania činností podľa havarijných plánov.

Hlavné parametre technologického procesu sú za prevádzky udržiavané v stanovenom rozsahu systémami kontroly a riadenia. Ak sa parametre dostanú z tohto rozsahu, je reaktor automaticky odstavený systémom havarijnej ochrany, je udržiavaný vo vychladenom stave systémom havarijného chladenia a únik produktov štiepenia do okolia je obmedzený systémom kontejnmentu (ochrannej obálky). Havarijné bezpečnostné systémy sú niekoľkonásobne zálohované, priestorovo oddelené a založené na rôznych fyzikálnych princípoch a prístrojoch. Snahou je vylúčiť možnosť súčasnej poruchy zálohovaných bezpečnostných systémov kombinovaným poškodením od jedinej spoločnej príčiny. Bezpečnostné zariadenia sú navrhnuté tak, aby účinne a spoľahlivo vykonali svoju funkciu aj v havarijných podmienkach. Ich pohotovosť je počas prevádzky kontrolovaná. Je rešpektované starnutie zariadení. Personál elektrárne je chránený proti ožiareniu. Výpuste z elektrárne do okolia sú udržiavané v dovolených medziach.

Vznik havárií so zavedením reaktivity typu jadrovej explózie, aká sa stala na Černobyľskej JE, je vylúčený inherentnými vlastnosťami reaktora a spoľahlivým a účinným systémom havarijnej ochrany reaktora. Aktívna zóna s palivom je mechanicky stabilná. Je zabezpečený havarijný odvod zvyškového tepla pri všetkých haváriách až do úrovne maximálnej projektovej havárie, ktorou je okamžité obvodové prasknutie hlavného cirkulačného potrubia. Katastrofické porušenie tlakovej nádoby reaktora by prestavovalo nadprojektovú haváriu, ale na jeho zabránenie sú prijaté mimoriadne opatrenia. Pri projektových haváriách je zabezpečené udržanie väčšiny rádioaktívnych materiálov v kontrolovanom priestore kontejnmentu, a jeho stavebné konštrukcie sú dostatočne chránené aj proti nadprojektovým haváriám. Stav elektrárne je kontrolovaný aj počas havárie z veľínu, ktorý umožňuje prítomnosť obsluhy aj pri haváriách. Najdôležitejšie systémy pre diaľkové sledovanie a ovládanie elektrárne v havarijných podmienkach sú zdvojené v núdzovej dozorni. Pri úplnej strate striedavého elektrického napájania je dostatok času na zabránenie poškodeniu paliva.

Pri spúšťaní elektrárne sa overuje, či výstavba zabezpečila takú úroveň bezpečnosti, aká bola založená v projekte. Súčasne sa overuje prevádzkovanie a prevádzkové predpisy. Zhromažďujú sa základné údaje o bezpečnostných parametroch, ktoré budú neskôr počas prevádzky sledované a porovnávané. Elektrárne je prevádzkovaná v takých režimoch, ktoré zodpovedajú projektovým a bezpečnostným analýzám.

Organizačné schéma prevádzkovateľa zabezpečuje účinné vykonávanie všetkých funkcií potrebných pre bezpečnú prevádzku. Kontrola zo strany vedenia prevádzkovateľa a jeho nadriadených organizácií zabezpečuje trvalý dohľad nad prevádzkovou bezpečnosťou. Operátori majú vysokú kvalifikáciu, sú dobre vycvičení a oprávnenie pre riadenie elektrárne je im vydané na základe úspešného výsledku skúšky pred štátnou komisiou. Pre normálne operácie i pre havarijné stavy sú k dispozícii overené a schválené prevádzkové predpisy. Medze bezpečnej prevádzky sú stanovené li-

mitmi a podmienkami. Prevádzkový personál má k dispozícii pomoc špecialistov z cechov a z technického odboru elektrárne. Sú vyhľadávané a hodnotené bezpečnostne významné udalosti a realizované z nich vyplývajúce nápravné opatrenia. Vykonáva sa pravidelná preventívna údržba. Je zabezpečené zaistenie kvality počas celej prevádzky.

Existuje stratégia zvládnutia havárií, prevádzkový personál je v týchto činnostiach cvičený a opakovane školený s použitím trénažérov. Pre prípad havárií s radiačným vplyvom na okolie sú vypracované havarijné plány. Sú k dispozícii prostriedky pre včasné predpovedanie veľkosti úniku rádioaktívnych materiálov pri havárii, pre rýchle zhodnotenie následnej radiačnej situácie a pre rozhodnutie, či je potrebné vykonať v okolí opatrenia podľa havarijných plánov.

Tieto všeobecné prístupy k zabezpečeniu bezpečnosti prevádzky JE sú konkretizované vo výnosoch ČSKAE, z ktorých sa zabezpečenia jadrovej bezpečnosti pri spúšťaní a prevádzke jadrovej energetických zariadení týka Výnos č. 6/80. Tento náš výnos je v súlade s dokumentami doporučenými Medzinárodnou agentúrou pre atómovú energiu (MAAE) v bezpečnostnej sérii 50-C-0 systému NUSS pre bezpečnosť prevádzky JE, vrátane spúšťania a likvidácie JE, ktoré sú rozpracované v bezpečnostných návodoch pre obsadenie elektrárne personálom, jeho nábor, výcvik a overovanie spôsobilosti, ďalej pre prevádzkové kontroly, pre prevádzkové limity a podmienky, pre postupy spúšťania, pre radiačnú ochranu, pre havarijné plánovanie, pre údržbu a pre skúšanie dôležitých systémov a zariadení.

3. BEZPEČNOSŤ DOTERAJŠEJ PREVÁDZKY ČS. JE

Doterajšia prevádzka jadrových blokov elektrární V-1 a V-2 Bohunice a Dukovany je bezpečná a spoľahlivá. Koeficient využitia inštalovaného výkonu je okolo 0,75, čo zodpovedá hodnote zo zahraničných reaktorov VVER-440. Príčinou nedosahovania vyšších hodnôt využitia sú každoročné dlhodobé odstávky blokov na vykonanie preventívnych generálnych opráv s výmenou paliva. V súlade s individuálnymi programami zaisťovania akosti sú na rôznych zariadeniach vykonávané prevádzkové kontroly s periódou 1 až 6 rokov. Pri rozšírených generálnych opravách v trvaní asi 84 dní s cyklom 4 roky je vykonávaná podrobná kontrola tlakovej nádoby reaktora, typová generálna oprava trvá asi 49 dní. Počas každej typovej GO sa vykonáva asi 5 000 nedeštruktívnych skúšok, počas rozšírenej GO asi 9 000 skúšok. Celkový program GO sa týka asi 150 zariadení a pozostáva z revízií, kontrol, skúšok tesnosti a bežných opráv. Priemerná doba trvania GO je viac ako dvojnásobná oproti zahraničným tlakovodným reaktorom, čo svedčí o vysokej pozornosti venovanej preventívne stavu JE.

Výpuste rádioaktívnych látok do okolia JE za normálnej prevádzky predstavujú iba zanedbateľnú časť celkového objemu aktivity v reaktore. Celkové výpuste rádioaktívnych látok z prevádzky JE Bohunice i JE Dukovany do atmosféry boli podstatne nižšie než dovolené limity vo všetkých rokoch ich trvalej prevádzky. Skutočné emisie rádioaktívnych vzácnych plynov predstavovali maximálne 4 % dovoleného limitu na jednotlivých blokoch, a emisie aerosolov boli v rozsahu 0,02 až 1,3 % dovolených limitov. Priemerné ročné výpuste tritia z blokov V-1 predstavovali 15,7 % limitu, pre bloky V-2 s prísnejším limitom boli skutočné výpuste tritia 60-80 % limitu. Celkové výpuste ostatných rádioaktívnych látok do hydrosféry dosiahli maximálne 20 % limitu z elektrárne Bohunice. Na elektrárni Dukovany s kratšou dobou prevádzky je situácia ešte priaznivejšia. Sumárna hodnota výpustí do životného prostredia v lokalite Bohunice 42 GBq na inštalovaný megawatt v roku 1986 je porovnateľná s hodnotou na iných zahraničných JE.

Kontrola prítomnosti rádionuklidov vo vzorkách životného prostredia v okolí JE sa vykonáva monitorovaním podľa programov schválených orgánmi hygienického dozoru. Rádioaktivita umelých nuklidov v atmosfére alebo vo vzorkách životného prostredia, ktorá by bola spôsobená výpusťami z JE do atmosféry, je prakticky nemerateľná. Prítomnosť výskytu umelých rádionuklidov z prevádzky JE Bohunice je zistiteľná iba v sedimentoch vo vodnom toku Dudvák, kde sa ale prejavujú aj odpadové vody z odstavenej elektrárne A-1. Ožiarenie z tohto zdroja na obyvateľstvo s uvážením skutočných hodnôt rádioaktivity a skutočných spôsobov ožiarenia, vyjadrené individuálnym efektívnym dávkovým ekvivalentom kritickej skupiny obyvateľstva v okolí lokality Bohunice, dosahuje hodnotu 4.10^{-6} Sv. Táto hodnota je viac ako tisíckrát nižšia než dovolený limit a päťstokrát nižšia než radiobiologické zafaženie obyvateľstva od prirodzených a civilizačných zdrojov ionizujúceho žiarenia. Účinky výpustí do atmosféry sú ešte najmenej desaťnásobne priaznivejšie.

Profesionálna úroveň prevádzkového personálu čs. JE je zabezpečená jednotným systémom prípravy, výcviku a skúšok kvalifikácie personálu pred ich poverením vybranými funkciami. Základom tohto systému je špecializované školiace a výcvikové stredisko, kde prebieha príprava personálu vrátane výcviku na trenažéroch. Časťou tohto systému je aj praktický výcvik na školiacich JE.

Podmienkou pre výkon vybraných funkcií na našich JE je vysokoškolský diplom. Oprávnenie na výkon týchto funkcií má obmedzenú platnosť dvoch rokov a predlžuje sa na základe opakovaného výcviku, tréningu na trenažéroch a skúšok. Pripravuje sa výstavba trenažéru pre bloky VVER-1000, ktorý bude umožňovať výcvik pre drobné poruchy i pre veľké havarijné situácie.

Napriek všetkej pozornosti venovanej bezpečnosti a spoľahlivosti vznikajú a budú vznikaf v prevádzke JE poruchy. Prevádzkovatelia zodpovedne zisťujú konkrétne príčiny porúch a odstraňujú ich realizáciou konkrétnych opatrení. Rozhodujúcim predpokladom udrženia a trvalého zvyšovania celkovej úrovne bezpečnosti prevádzky je účinný a aktuálny prenos poznatkov zo skutočných porúch k ďalším prevádzkovateľom, k projektantom, k výrobcovi a dodávateľovi zariadení, do výskumných ústavov a do školiacich a výcvikových stredísk. Tento prenos je nutné trvale vylepšovať, pretože sa opakovane u druhých prevádzkovateľov stávajú také poruchy, ktoré mohli byť vylúčené realizáciou opatrení z porúch iného prevádzkovateľa. Potreba zvyšovania účinnosti spätnej väzby z prevádzky sa uznáva aj v zahraničí, veď napr. známa havária na JE Three Mile Island v r. 1979 mala tiež ako jednu z príčin nepoučenie sa z predchádzajúcich podobných udalostí menšieho rozsahu na vlastných i iných blokoch.

K zvýšeniu úrovne prenosu informácií o poruchách JE prispieva aj systém rozborov bezpečnostne významných udalostí v prevádzke JE a realizácie nápravných opatrení, pripravený na zavedenie vydaním Opatrenia ministra FMPE. Z porúch všetkých čs. blokov JE sú každoročne vyberané udalosti s malým, stredným a zvláštnym významom pre jadrovú bezpečnosť, sú hodnotené trendy takýchto udalostí a je sledovaná účinnosť nápravných opatrení na ich odstránenie, a porovnávaná úroveň bezpečnosti prevádzky medzi jednotlivými elektrárnami. Nápravné opatrenia navrhované z bezpečnostných rozborov bude posudzovať a schvalovať komisia FMPE, ktorá bude nariaďovať alebo doporučovať ich realizáciu u jednotlivých organizácií čs. jadrovej energetiky.

Výmena informácií o bezpečnostne najvýznamnejších udalostiach v prevádzke JE na celom svete je jedným z najdôležitejších cieľov Systému hlásenia nehod JE /IRS/ MAAE. ČSSR sa do tohto systému prihlásila v r. 1985 a posielala do neho podrobné správy o všetkých našich bezpečnostne najvýznamnejších udalostiach. Podobné typy

udalostí ako na našich blokoch sa stávajú aj na zahraničných JE s najvyspelejšou technológiou, čo svedčí o tom, aký internacionálny charakter jadrová bezpečnosť má. Z porovnaní medzi poruchami čs. a zahraničných JE jednoznačne vyplýva, že úroveň bezpečnosti prevádzky našich JE nie je nižšia než zahraničných JE. Otvorenosť hlásenia bezpečnostne najvýznamnejších udalostí z prevádzky našich JE a kvalita hlásených správ je v agentúre vysoko hodnotená.

Významným prínosom systému IRS MAAE pre nás je to, že recipročne dostávame podrobné správy o zahraničných poruchách, ktoré sú vo väčšine prípadov poučné aj pre naše bloky a vyplývajú z nich opatrenia aplikovateľné aj na naše JE. Spôsob využitia týchto informácií je však potrebné výrazne zvýšiť, lebo prekážkou je často jazyková bariéra i neznalosť podrobných projektov a prevádzkových charakteristík zahraničných JE.

Na dôslednú a oficiálnu výmenu informácií o plnom rozsahu bezpečnostne významných udalostí z prevádzky blokov VVER medzi krajinami RVHP bol od r. 1988 zavedený Informačný systém o nehodách JE v rámci štátnych dozorov nad jadrovou bezpečnosťou krajín RVHP, ktorý by mal rozšíriť počet vymieňaných správ o poruchách oproti systému IRS MAAE.

4. PRAVDEPODOBNOTNÉ HODNOTENIE BEZPEČNOSTI PREVÁDZKY JE

Od začiatku rozvoja jadrovej energetiky vo svete bol uplatňovaný tzv. deterministický prístup k zabezpečeniu bezpečnosti, keď bol vopred vybraný rozsah havárií až do úrovne maximálnej projektovej havárie, proti ktorým boli elektrárne projektovo chránené použitím bezpečnostných systémov. Asi od r. 1975 je rozvíjaný a postupne aplikovaný progresívnejší prístup k posudzovaniu bezpečnosti pomocou pravdepodobnostného hodnotenia kvantitatívnej úrovne rizika ako miery bezpečnosti. Pri tomto prístupe sa hodnotí úplné spektrum všetkých možných havárií, pre každý takýto havarijný refazec sa určuje pravdepodobnosť jeho vzniku a veľkosť následkov, a sumárna hodnota súčinov pravdepodobnosti a následkov definuje riziko.

Ako následky sa pri tomto hodnotení rizika berú na najvyššej 3. úrovni zdravotné účinky na obyvateľstvo v okolí JE, a to počty očakávaných úmrtí a oneskorených nádorových úmrtí od havarijného ožiarenia. Na 2. úrovni sa ako následky berie množstvo rádioaktívnych látok uniknutých pri havárii z elektrárne, a na najnižšej 1. úrovni sa za následok považuje tavenie paliva v reaktore.

Už prvá vypracovaná štúdia pravdepodobnostného hodnotenia bezpečnosti /PSA/, tzv. Rasmussenova štúdia bezpečnosti reaktorov USA v r. 1975 ukázala, že riziko zdravotných následkov na obyvateľstvo z prevádzky sto JE v USA do r. 1990 je o niekoľko rádov nižšie než ostatné riziká, ktorým sú jednotlivci alebo spoločnosť vystavení od iných technických činností človeka alebo od prírodných katastrof. Od tej doby bola metodika PSA podstatne zdokonalená, aby realistejšie oceňovala riziko, a bola v širokom rozsahu aplikovaná na množstvo konkrétnych elektrární, ktoré sa od seba líšia projektovými i prevádzkovými charakteristikami. Odhady rizika z havárií JE v týchto novších štúdiách PSA potvrdzujú ešte podstatne nižšiu úroveň rizika jadrového oproti nejadrovému.

Aby bolo možné hodnotiť, či je úroveň rizika JE prípustná, sú v zahraničí stanovené tzv. kvantitatívne bezpečnostné ciele pre prevádzku JE. Ich podstatou je, aby individuálne riziko okamžitých zdravotných následkov i spoločenské kolektívne riziko oneskorených nádorových zdravotných následkov bolo nižšie než desatina per-

centa zo súčtu ostatných nejadrových rizík. Projektované i prevádzkované JE v zahraničí takéto bezpečnostné ciele spĺňajú s veľkou rezervou.

Vrcholným prípadom využitia výsledkov PSA bolo obhajovanie bezpečnosti JE Indian Point v USA v r. 1983 pred požiadavkou protijadrových organizácií zastaviť jej prevádzku. Elektrárň leží v blízkosti New Yorku a hustota obyvateľstva v jej okolí je najvyššia v USA, aj keď je porovnateľná s lokalitami v Európe a v Japonsku. Po verejnom pojednávaní charakteru súdneho postupu dospel štátny dozor USA k záveru, že riziko pre obyvateľstvo z prevádzky tejto JE predstavuje iba malú časť rizika, ktorému je spoločnosť vystavená, a elektrárň nebola odstavená ani neboli nariadené žiadne zmeny.

Výrazné sú nasledovné poznatky o porovnaní jadrového a nejadrového rizika z pojednávania o JE Indian Point, ktoré majú do určitej miery aj všeobecnú platnosť:

1. Riziko JE, stanovené pomocou súčasných metód, predstavuje iba 1/75 000 z nejadrového rizika okamžitých úmrtí.
2. Ak by sa podľa havarijných plánov použil tzv. odstupňovaný model evakuácie obyvateľstva, bolo by vypočítané riziko JE okamžitých úmrtí iba 1/1 000 000 nejadrového rizika.
3. Ak by bol odstupňovaný model evakuácie kombinovaný s reálnou nižšou hodnotou úniku rádioaktívnych látok z JE pri havárii, boli by vypočítané okamžité úmrtia nulové.
4. Ak by sa použil zdrojový člen asi 1 až 2 % z doteraz uvažovanej hodnoty (ako naznačujú následky havárií TMI aj Černobylskej JE a výsledky výskumu), boli by očakávané počty okamžitých úmrtí nulové aj bez evakuácie.
5. Riziko oneskorených zdravotných účinkov bolo vypočítané ako 1/700 000 z nejadrového rizika.
6. S realistickejšími zdrojovými členmi sa tento pomer nádorových následkov zníži na hodnotu 1/1 000 000 000.

Využitie metód PSA sa neobmedzuje iba na uvedené kvantitatívne stanovenie rizika z havárií JE, ale má oveľa cennejšie praktické dopady v tom, že metódy PSA predstavujú koncepčne nový pohľad na technické i bezpečnostné problémy, vytvárajú logickú štruktúru prístupu k bezpečnosti a prinášajú potrebný realizmus.

Podstatou kvantitatívnych bezpečnostných cieľov nie je to, že by boli "prípustné" nejaké počty úmrtí spôsobených haváriami JE v takom zmysle, že by boli považované za normálne alebo dovolené udalosti. Údava sa prijateľné riziko, a nie prijateľné počty úmrtí. Cieľom je, aby havárie JE nikdy nenastali, ale táto možnosť sa technicky úplne vylúčiť nedá. Každá činnosť človeka predstavuje určité riziko a niektorí jedinci, ktorí toto riziko prijímajú alebo sú členmi spoločnosti, ktorá ho prijíma, ho neprežijú.

Na vývoj a aplikáciu metód pravdepodobnostného hodnotenia rizika na reaktory VVER je zameraná spolupráca krajín RVHP v programe Komplexného programu vedecko-technického pokroku. ČSSR vypracuje štúdiu PSA reaktorov VVER-440 novšieho typu V-213, ZSSR vypracuje štúdiu PSA reaktorov VVER-1000, ktorá potom bude k dispozícii aj pre nás. Tento prístup nepochybne potvrdí, že prevádzka reaktorov VVER v ČSSR nepredstavuje výraznejšie zvýšenie ohrozenia obyvateľstva za základného predpokladu udržiavania vysokej kultúry bezpečnosti prevádzky JE.

Zneškodňování radioaktivních odpadů z provozu jaderných elektráren

M. Kyrš

Ústav jaderného výzkumu

1. ÚVOD

Všechny činnosti lidstva, včetně výroby a užívání energie, vytvářejí svého druhu odpady a ovlivňují životní prostředí. Aspekty ovlivnění životního prostředí jadernými elektrárnami a odpady vznikajícími z jejich provozu se v podstatě neliší od situace v jakékoli jiné velkopřmyslové činnosti. Přitom problém ochrany životního prostředí zahrnuje tři okruhy otázek, a to a) zachování zdrojů, b) zachování dosa-
vadního ekologického stavu, c) ochranu zdraví lidí. Jaderná energetika ve srovnání s jinými druhy výroby energie nepochybně přináší výhody ve všech třech uvedených oblastech.

V oblasti radioaktivních odpadů je hlavním faktorem, zasluhujícím pozornost aspekt b) a významným faktorem okruh otázek c).

Aby bylo možno vyváženě posoudit závažnost uvedeného vlivu je vhodné srovnat tento vliv s ostatní přírodní a civilizační radiační expozicí obyvatelstva, zhodnotit relativní množství odpadů z provozu JE ve srovnání s jejich jinými zdroji a seznámit se s množstvím radioaktivity, pronikající z JE do biosféry. Tyto údaje pro některé státy obsahují tabulky 1 až 4.

Je zřejmé, že expozice obyvatelstva v důsledku jaderně energetických zařízení je relativně nízká, že téměř polovina objemu odpadů z provozu JE v NSR pochází z provozu JE a že tendence snižovat výpusti i z přepracovatelských závodů se v případě britského Sellafieldu projevuje velmi zřetelně.

Petr Beckmann ve své knize, která by se v překladu mohla nazvat "Zdravotní rizika z nerozvíjení jaderné energetiky", v roce 1976 uvádí tyto názorné údaje. Zatímco při výrobě 1 000 MW v uhelných elektrárnách vzniká ročně 36 500 nákladních aut popela, vzniká při téže výrobě energie v JE pouze 10 aut tuhých radioaktivních odpadů.

Radioaktivita Ra a Th v uhelném popelu je zdrojem 180x vyšší expozice obyvatelstva než dávka z JE téže kapacity. Kdyby se na uhelnou elektrárnu vztahovaly normy emise radioaktivity z JE, musela by být zavřena.

Kdyby se všechen radioaktivní odpad z USA pro případ, že by celá energetika USA byla jaderná, náhodně na různých místech USA zakopal do hloubky 300 m, pak za prvních 200 let by vypočtený počet dodatečných úmrtí byl 1,1 a potom 0,4.

Francouzské prameny udávají, že v roce 1982 byl odpad jaderného průmyslu asi 1 kg ročně na osobu, zatímco odpady průmyslové a domácí činily 2 500 kg na osobu. Ve Francii bylo vyprodukováno do r. 1982 (od r. 1960) pouze 200 000 m³ radioaktivních odpadů s krátkodobými radionuklidy a očekává se, že do roku 2000 kumulovaný objem dosáhne zhruba 800 000 m³.

Podle statistické studie ICRF (Imperial Cancer Research Fund) neexistuje zvýšená úmrtnost na rakovinu obyvatel žijících v blízkosti jaderných zařízení v Anglii a Walesu. Naopak, s výjimkou leukémie mladistvých, je úmrtnost u většiny typů rakoviny v blízkosti jaderných zařízení menší než ve vzdálenějších sledovaných oblastech. Jaderná zařízení podrobená statistickým výzkumům zahrnovala i závody na zpracování vysokoaktivních odpadů.

Při posuzování rizika z odpadů vznikajících při provozu JE je třeba mít na zřeteli to, že riziko odpadajícího radia z uranových dolů a zpracování uranových rud pro zdraví obyvatelstva může být významnější než ohrožení plutoniem. Pro místní obyvatelstvo radioaktivní odpady tohoto druhu mohou být závažnější než vysoce radioaktivní odpady z přepracování paliva, a to pro relativní dostupnost těchto radiových odpadů ve srovnání s izolací vysoce aktivních a aktinidových odpadů a také proto, že dlouhodobě přirozeně radioaktivní látky jsou - byť v nepatrných koncentracích - přítomny ve formách, které dovolují relativně snadné rozptýlení v životním prostředí.

DEFINICE A KLASIFIKACE RADIOAKTIVNÍCH ODPADŮ

Radioaktivním odpadem rozumíme jakýkoliv materiál, který může, ale nemusí být doprovázen neradioaktivním materiálem, pro který se neplánuje další užití a jehož charakter a úroveň radioaktivity jsou takové, že jeho bezprostřední rozptýlení do biosféry by nevyhovovalo požadavkům bezpečnosti.

Cílem nakládání s radioaktivním odpadem je zaručit bezpečnost současné i budoucí populace a pracovníků před radiologickými riziky. Za tím účelem je nezbytné zabránit radioaktivním prvkům obsaženým v odpadech dosáhnout biosféry v takovém množství nebo koncentraci, která by mohla vystavit lidské bytosti ozáření většímu, než jsou hodnoty, předepsané státními orgány v souladu s mezinárodními doporučeními. Toto je obsahem různých variant technického zabezpečení bezpečnosti.

Byla navržena celá řada klasifikací radioaktivních odpadů. Některé z nich jako příklady jsou uvedeny v tabulkách 5 a 6.

Často se radioaktivní odpady klasifikují podle toho, zda je vývoj tepla daný radioaktivním rozpadem významný ("Vysoce radioaktivní odpady") nebo nevýznamný.

Podle skupenství se dělí radioaktivní odpady z JE na tuhé, kapalné a plynné.

3. KAPALNÉ RADIOAKTIVNÍ ODPADY Z PROVOZU JE

3.1 Zdroje kapalných radioaktivních odpadů z JE

Hlavní zdroje jsou (i) neutronová aktivace chladiva a korozních produktů, přičemž vznikají radionuklidy ^{42}K , ^{24}Na (krátkodobý), ^{60}Co (5 let), ^{54}Mn (1 rok), ^{59}Fe (45 dní) a (ii) nehermetičnost (do 0,1 %) palivových článků, která je zdrojem zejména ^{90}Sr (20 let) a ^{137}Cs (30 let).

Část chladicího roztoku v primárním okruhu se čistí od radioaktivních příměsí na ionexech. Tak vznikají heterogenní odpady-pulpy.

Dalším zdrojem jsou použité dekontaminační roztoky, jimiž se chladicí okruh reaktoru dekontaminuje (obvykle jednou za dva roky). Dekontaminuje se zpravidla nejdříve alkalickým roztokem KMnO_4 a potom roztokem kyseliny šťavelové.

Dalším druhem kapalných odpadů jsou spláskové odpadní vody, které se tvoří mimo jiné neorganizovanými úniky chladiva.

Neorganizované úniky chladicí vody současně s radioaktivními plyny způsobí určité zamoření budovy, zařízení apod. Při jejich občasně dezaktivaci vznikají také kapalné radioaktivní odpady, které tvoří podstatný podíl splaškových vod.

Speciální prádelenské vody (praní zamořeného oděvu, dezaktivace obuvi) se v našich elektrárnách s kapalnými odpady jiného původu nemísí, neboť obsahují větší množství detergentů. Soli v nich obsažené (1-2 g/l) pocházejí jednak z pracích prostředků (kyselina šfavelová, soda, fosforečnan sodný), jednak z tvrdosti použité vody.

Do splaškových radioaktivních vod se dostávají i některé neradioaktivní roztoky (chladicí vody kondenzátorů turbín).

Celková koncentrace solí v těchto kapalných odpadech nepřesahuje u reaktorů typu VVER 5 g/l.

3.2 Metody přepracování kapalných RAO

Obecné kroky zpracování a úpravy radioaktivních odpadů lze charakterizovat takto:

- a) Redukce objemu primárního odpadu (velmi významný faktor s velkým ekonomickým dopadem);
- b) rozdělení, roztřídění;
- c) monitorování;
- d) zpracování a převedení do stabilní a pevné formy, vhodné pro skladování, transport a uložení.

Při aplikaci na kapalné odpady docházíme k závěru, že hlavním úkolem zpracování kapalných odpadů je 1) zbavit jejich největší hmotnostní podíl radionuklidů tak, aby množství neradioaktivních látek doprovázejících je bylo co nejmenší, 2) zkoncentrovat podíl obsahující radionuklidy do minimálního objemu a fixovat je.

V tabulce 7 jsou schematicky dány hlavní metody přepracování kapalných RAO. Pro aplikaci uvedených metod se doporučuje zpravidla užívat průmyslových zařízení, vyvinutých pro procesy s neradioaktivními látkami a modifikovaných pro daný účel tak, aby byly respektovány hlavní požadavky na zařízení radiochemického charakteru:

- hermetičnost, (nezamořit okolí);
- spolehlivost funkce (minimum oprav v radiačním poli);
- dlouhá životnost;
- velký výkon na jednotku objemu;
- krátká doba zdržení materiálu v zařízení;
- aparáty bez pohyblivých částí.

Často se přitom obětuje nízká cena a vysoké koeficienty efektivity.

3.2.1 Destilace kapalných RAO

Destilaci lze charakterizovat jako hlavní metodu přepracování kapalných RAO. Její charakteristické znaky jsou tyto:

- koeficient vyčištění: $10^4 - 10^6$
- minimální objem, v němž jsou radionuklidy po skončení procesu koncentrovány (do nasycení);
- možnost dalšího koncentrování tímž postupem (krystalizace solí);
- nedodávají se reagenty;
- metoda je vhodná pro roztoky libovolného obsahu solí;

- zbavuje od radionuklidů ve všech chemických formách (iontová, molekulární, koloidní - pouze těkavé formy vadí);
- nepotřebuje předběžné čištění např. srážením;
- v případě nutnosti se nemusí kombinovat s žádnou jinou metodou.

3.2.2 Iontová výměna

Různé typy neradioaktivních odpadů, které vznikají v jaderných elektrárnách typu VVER-440, jsou zpracovávány podle současného projektu v devíti čistících stanicích. Šest z nich, které zpracovávají kapalně RAO, pracují s organickými měničemi iontů, a to silně kyselým katexem (např. sovětským KU-2-8čs) a silně bazickým ane-
xem (např. sovětským AV-17-8čs). Na oba typy ionexů jsou kladeny vysoké požadavky, týkající se např. čistoty, zrnění, obsahu těžkých kovů a chloridů.

V posledních letech se do praxe uvádí rovněž využití anorganických měničů iontů, zejména kationtů. Výhodou těchto látek je v mnohých případech vyšší selektivita, takže mohou být použity i pro roztoky o vyšší solnosti, a rovněž jejich vyšší radiační odolnost. V ÚJV jsou například vyvíjeny procesy a zařízení, které průtokem bazénových vod kolonami naplněnými syntetickým zeolitem odstraňují převážný podíl cesia.

V případě organických ionexů je selektivita zpravidla tak nízká, že zbavit roztok radionuklidů se podaří pouze tehdy, jestliže se odstraní i většina neradioaktivních solí. Proto je celková kapacita ionexů při jeho nasycení využita pro vlastní sorpci radionuklidů pouze z malé části. Nepříznivým důsledkem je nutnost časté regenerace ionexů a velká spotřeba regeneračních roztoků. Bez ohledu na dobrou vratnost procesu sorpce a desorpce při regeneraci se spotřebuje dvojnásobný až trojnásobný nadbytek kyselin a louhů. Z toho důvodu odpadní roztoky s vysokým obsahem solí není výhodné čistit organickými ionexy. Koncentrace, při které je použití těchto ionexů ještě ekonomicky výhodné, je asi 1 g/l.

Jestliže je náboj iontů radioaktivní mikrokomponenty ($^{90}\text{Sr}^{2+}$) vyšší než u makrokomponenty (Na^+), je situace příznivější, neboť ionty s vyšším nábojem mají k ionexům vyšší afinitu.

Je pochopitelné, že radionuklidy v molekulární nebo koloidní formě se ionexy neodstraňují.

Sorbent může být nevratně znehodnocen, jestliže se v roztocích, které postupují na sorpci, vyskytují organické látky s velkými molekulami nebo koloidy, které mohou ucpat póry ionexu. Proto se zpravidla předřazuje operace koagulace pro eliminování koloidů a případně sorpce na makropórovitých sorbentech nebo ultrafiltrace pro odstranění organických látek.

Jelikož se při koagulaci do roztoku druhotně vnáší soli, projevuje se v posledních letech tendence odstraňovat koloidy filtrováním např. na filtrech s naplavenou náplní.

Syntetické organické ionexy se začínají rozkládat při dávkách ionizujícího záření nad 1 MGr a nehodí se tedy pro čištění vysoce radioaktivních odpadů.

Přes veškeré uvedené nedostatky sorpce na organických ionexech je hlavním způsobem zneškodňování nízkoaktivních a některých druhů středně aktivních odpadních roztoků s nízkým obsahem solí.

Pro dosažení vysokého stupně očištění se proces často uskutečňuje ve dvou stupních. V prvním se odstraňují soli a částečně radionuklidy, v druhém, k němuž přicházejí již odsolené roztoky, probíhá hlavní čištění od radionuklidů. Při takovém uskutečnění procesu se dosahuje snížení koncentrace radionuklidů v iontové formě zhruba o 4 řády.

Pro zvýšení výkonu filtrů lze v počáteční fázi na regenerování filtru používat vysoké rychlosti průtoku roztoku (~ 100 m/hod) a v konečné fázi běžné (10-20 m/hod).

Při čištění druhotných odpadů prakticky neobsahujících neradioaktivní soli lze používat směsi anoxů i katexů (v H^+ a OH^- cyklu), neboť odpadá nezbytnost regenerace. Smíšená náplň prakticky odstraňuje vliv iontů opačného náboje a dovoluje pracovat při vysoké rychlosti filtrace (~ 100 m/hod).

Ionexy ve formě prášku (vysoká rychlost obměny) se mohou používat pro též účel jako materiál naplavovaný na vertikální patronové filtry, přičemž se tloušťka filtrační vrstvy snižuje na minimum (0,3 až 1 cm) a tak se zkracuje doba kontaktu. Nasycené sorbenty se periodicky odstraňují "šokovou regenerací", tj. protiproudým hydraulickým "úderem".

V posledních letech se v neradioaktivních technologických postupech zejména ve velkém měřítku zavádí kontinuální procesy s protiproudovým pohybem sorbentu a ionexu, který prodělává postupně v jednom nebo více aparátech operace sorpce, regenerace a promývání sorbentu. Výhodou kontinuálního procesu je kompaktnost zařízení, snížení investičních a provozních nákladů, snížení objemu regeneračních a promývacích roztoků, přípustnost přítomnosti suspenzí v přepracovávaném roztoku a efektivnější využití sorbentu. Použití uvedeného způsobu pro zneškodňování radioaktivních odpadů je předmětem výzkumu.

3.2.3 Cementace

Inkorporace do cementu je jeden z hlavních způsobů solidifikace homogenních (koncentráty) i heterogenních (pulpy) odpadů. Příčinou značného rozšíření cementace je nehořlavost a vyloučení platičnosti solidifikovaného produktu a jednoduchost procesu mísení koncentráту odpadů s cementem.

Nedostatky cementace jsou tyto: nevysoký stupeň naplnění produktu odpadními látkami, relativně vysoká vymyvatelnost (vyluhovatelnost) inkorporovaných složek a relativně vysoký obsah vody v produktu.

Proto je snahou výzkumu najít cesty, jak uvedené nedostatky co nejvíce omezit.

Vyluhovatelnost se sníží a pevnost produktu zvýší, je-li zachován optimální poměr voda : cement (např. 0,35), není-li stupeň naplnění příliš vysoký (40 % se jeví jako nepřijatelně vysoký stupeň), je-li doba zrání dostatečná. Do cementu se přidávají určité příměsi (např. vermikulit, bentonit, břidlice, jíly, montmorilonit, vysokopevní struska, křemičitan sodný), které snižují vyluhovatelnost cesia 137 i jiných radionuklidů.

Přídavkem impregnujících látek, zejména polymerů, lze snížit vyluhovatelnost asi o jeden řád ovšem za cenu zkomplikování technologie cementování. Praktické využití v USA našlo přidávání křemičitanu sodného, zejména jsou-li v neutrálních odpadech polyvalentní kationty, které tvoří se silikáty vhodné struktury.

Stupeň naplnění se snižuje, jsou-li odpady silně kyselé nebo silně alkalické a obsahují-li značné množství detergentů.

Boritany značně zpomalují proces tvrdnutí cementu, čemuž se čelí přidávkem vhodných látek, např. vápenatých solí a vápna.

Do cementu se inkorporují i měniče iontů, dobrých výsledků se dosáhlo při použití rychle tuhoucích typů cementů.

Cement je obecně vzato nedostatkovým materiálem, jeho část lze nahradit vysokopevní struskou. Radiační odolnost cementu je značná a cementovat lze středně aktivní odpady a za určitých okolností i vysoce radioaktivní odpady.

Zařízení na provedení homogenizace cementu a odpadu je celá řada, a to jak pro diskontinuální, tak i pro kontinuální provoz.

3.2.4 Bitumenace

Charakteristickým a nejrozšířenějším termoplastickým pojivem je bitumen, produkt destilace ropy nebo kamenného uhlí. Bitumen obsahuje zpravidla 49 až 67 % olejovitých látek, 23 až 29 % pryskyřičnatých látek a 10,6 až 28 % asfaltenů, měkne (podle druhu) při teplotách 33 a 67°C, jeho teplota vzbuchu leží mezi 180 až 250°C, teplota samovznícení 500°C.

Důvodem, proč se použití bitumenu pro daný účel značně rozšířilo, je jeho termoplastičnost (při vyšší teplotě lze získat homogenní produkt), vodovzdornost a menší citlivost k chemickému složení inkorporovaných odpadů (než např. u cementu). Soli silných kyselin a zásad (NaCl, NaNO₃) s bitumenem nereagují, dusičnany by jej mohly v kyselém prostředí oxidovat za vzniku křehkých produktů (bitumenace se obvykle provádí v zásaditém prostředí). Zásadité látky (NaOH, Na₂C₂O₄ aj.) reagují s bitumenem za vzniku solí organických kyselin (typu mýdel), které podporují emulgování bitumenu s vodou a snižují tak jeho vodovzdornost. Proto roztoky dodávané na bitumenaci by neměly mít pH > 12.

Stupeň naplnění bitumenu typickými solemi, vyskytujícími se v odpadních roztocích je 40 - 50 %, pro tetraboritan sodný je pouze 20 %, což nevadí, neboť podíl boritanů ve směsi solí zpravidla nepřevyšuje 30 %.

Jelikož bitumenace zpravidla probíhá při teplotách kolem bodu varu daného kapalného odpadu, soli se inkorporují ve formě prakticky bezvodé. Avšak po inkorporaci a vychladnutí se soli mohou opět hydratovat, což způsobuje botnění produktu a narušení vodovzdornosti.

Bitumenovat lze měniče iontů (naplnění 25-40 %) a filtrační materiály (perlit, infusoriovou hlinku). Přítomnost většího množství detergentů je nežádoucí.

Rychlost vymývání solí a rozpustných forem radionuklidů z bitumenu je 10⁻⁵ až 10⁻⁴ g/cm². den. Zde je nutné upozornit, že uvedená hodnota představuje hmotnost hypotetické povrchové části bitumenovaného produktu, z něhož se jakoby uvolní všechna sůl nebo radionuklid. Jestliže se tedy louží na jedné straně plošný vzorek o tloušťce 1 cm a povrchu 10 cm² po dobu 24 hodin rychlostí 10⁻⁵ g/cm² den, potom podíl např. ¹³⁷Cs, který se vylouží, bude (10⁻⁵ · 10/1.10) · 100 % = 10⁻³ %. Jde o způsob vyjadřování rychlosti vyluhování, při němž není třeba znát měrnou aktivitu daného radionuklidu.

Rychlost vyluhování daného radionuklidu lze snížit tím, že se před bitumenací převede do málo rozpustné chemické formy (ferokyanid nikelnatý - pro cesium, síran barnatý pro stroncium ap.).

Jestliže bitumen pohltí radiační energii celkem 10⁷ Gr, projevují se nepřízní-

vé radiační změny (uvolňování plynů, zahřívání apod.). Při měrné aktivitě nepřekračující 4.10^{10} Bq/dm³ nemůže prakticky dojít k samovolnému roztavení bitumenu.

Bitumenové produkty jsou hořlavé, ale díky nepřekročení teploty 200°C při bitumenaci a ukládání produktů v sudech by k požáru mohlo dojít pouze ve výjimečných havarijních situacích (např. pád letadla). Přesto je třeba vybavit provoz i úložišť automatickými protipožárními prostředky. Teplota produktu při transportu nebo v počátečním období uložení musí ležet pod určitou hodnotou (např. 110 - 120°C), aby při větším obsahu solí v produktu nedošlo k rozvrstvení (tj. porušení homogeneity produktu ve vertikálním směru).

Bitumen může sloužit jako potrava bakteriím, je třeba činit opatření proti biokorozi při trvalém uložení, zejména přímo v půdě.

Dalšími nedostatky bitumenu je jeho relativně vysoká cena a relativní nedostatky, neboť národní hospodářství ho potřebuje více, než ho vyrábí.

Aparaturní provedení procesu bitumenace využívá zpravidla jeden ze dvou osvědčených typů aparátů: filmový rotorový bitumátor typu Luwa (pro bitumenaci destilačních zbytků - koncentrátů) a šnekové aparáty - extrudery (pro inkorporaci heterogenních systémů - pulp).

V ÚJV byla navržena technologie, při níž se kapalný odpad nejdříve vysuší ve šnekové sušičce ("kalcinátoru") s elektricky vyhříváním pláštěm a vzniklý prášek se vmíchá do roztaveného bitumenu. Tato technologie je součástí projektu zpracování RAO na JE Temelín.

Na počátku rozvoje jaderné energetiky se radioaktivní odpady z JE v průmyslově rozvinutých zemích hlavně cementovaly (USA, NSR, Belgie), bitumenace se používala pro odpady z výzkumných ústavů. V pozdějších letech se projevila určitá tendence k záměně cementace bitumenací. Československá koncepce od samého počátku zahrnovala bitumenaci jako hlavní proces. V tomto ohledu je zajímavé srovnání nákladů (při ročním množství solí 100 t !) v USA, u něhož vyplynuly vzájemné poměry nákladů na bitumenaci, cementování a inkorporaci do polyesterové plastické hmoty, které se odhadují jako 1:5:3.

3.2.5 Odvodňování

Tento proces vede jednak k bezprostřednímu snížení objemu odpadů, jednak je nezbytnou operací pro solidifikaci odpadů jejich inkorporací do cementu, bitumenu, plastických hmot apod.

Pulpy lze odvodňovat (na 40 - 80 % vody) výhodně mechanicky, a to buď odstřediváním nebo filtrováním na vakuových nebo naplavovacích filtrech a také vytlačněním vody ve šneku. Někde se předřazuje vymrazování, které zlepšuje strukturu sraženiny a umožňuje tak dokonalejší oddělení fází při mechanickém dělení fází.

Odvodněná pulpa je zpravidla netekutá a její transport k mísení s cementem apod. vyžaduje šnekové zařízení.

Homogenní roztoky (zbytky po destilaci) se odvodňují termicky, sušením. Sušicí aparáty se dělí na 1) zařízení s přímým stykem nosiče tepla s produktem a 2) zařízení se stykem přes vyhřívání povrch.

K zařízením prvního typu, jehož výhodou je efektivnější přívod tepla, patří rozprašovací sušárny, aparáty s fluidním ložem apod. Jejich nevýhodou z hlediska radiochemického provozu je znečištění plynů radioaktivními produkty v důsledku přímého kontaktu s odpadem.

Proto širší použití našla zařízení druhého typu, mezi něž patří rotorové filmové odparky zpravidla typu Luwa, válcové sušárny apod. Ve Francii vyvinuli sušárnu - kalcinátor na principu otáčivého bubnu s tyčemi, které se volně pohybuji a pomáhají uvolňování kalcinátu.

V ČSSR je vyvinuta rotorová filmová odparka, v níž se odpad současně mísí s bitumenem. Jinou variantou je dříve uvedený rotační horizontální kalcinátor (sušárna) s lopatkovým rotorem (600 ot./min) s elektrickým ohřevem válcového pláště s maximálním výkonem 100 l odpařené vody za hodinu.

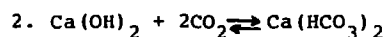
Tendence používat filmovou rotorovou odparku současně jako bitumenátor se jevíla v posledních letech v řadě zemí. To dovoluje zjednodušit celkové aparaturní schéma. Ve Francii (Cadache) se takto při přepracování odpadů s měrnou aktivitou $4 \cdot 10^7$ Bq/l zabezpečí zkoncentrování 290krát a dosáhne se naplnění bitumenového produktu 40 až 50 % odpadu, při čemž koeficient dekontaminace kondenzátů od jednotlivých radionuklidů dosahuje hodnot 10^3 až 10^5 .

3.2.6 Vlastnosti solidifikovaných produktů

Výzkum vlastností solidifikovaných produktů na bázi cementu, bitumenu a plastických hmot se provádí v řadě zemí. Jeho hlavním cílem je umožnit zhodnocení bariéry, kterou matrice vytváří proti pronikání radioaktivního odpadu do biosféry. V tomto přehledu je účelné pouze stručně na příkladu cementu ukázat jak složité procesy mohou probíhat při styku solidifikovaného materiálu s vodou.

Při rozpouštění produktu cementace odpadu ve vodných roztocích mohou postupně probíhat tyto chemické reakce:

1. Rozpuštění $\text{Ca}(\text{OH})_2$ (portlanditu), (tj. 50 % přítomného Ca) ve vodě.



3. Rozklad hydratovaného křemičitanu vápenatého (C-S-H) vodou.

4. Pomalé rozpouštění silikagelu, $\text{Fe}(\text{OH})_3$, nerozpustných hydroxidů.

Při těchto reakcích postupně klesá pH loužícího roztoku, který není vyměňován a roli hlavní integrující komponenty přebírají postupně různé složky matrice nebo jejich zplodiny.

Pro kontrolu vlastností solidifikovaných odpadů určitého typu byla navržena celá řada testů (např. mechanická pevnost cementovaného odpadu).

4. ZPRACOVÁNÍ PEVNÝCH ODPADŮ

Také pevné odpady je nezbytné co nejdříve třídít, což se provádí v třídícím boxu pomocí technických pomůcek (podavače, kleště apod.). K předúpravným činnostem patří fragmentace (rozdělení na menší části), a to kovů, dřeva (na velikost např. $10 \times 10 \times 1$ cm), vzduchotechnických filtrů, polyetylenových fólií, dále balení odpadu buď pro spalování nebo pro další zpracování. Redukci objemu lze dosáhnout lisováním nebo spalováním. V jaderné elektrárně EBO se v r.1985 lisovalo 95 % odpadu, z čehož bylo 65-70 % spalitelného. V budoucnosti je předpoklad lisovat asi 25 - 30 % odpadu. Redukční objemový faktor dosahoval hodnoty 4 až 5 na nízkotlakém hydraulickém lisu vyvinutém ve VÚJE s možností lisování do uzavíratelných sudů o objemu 200 l.

Měkké spalitelné odpady (o výhřevnosti v průměru 20 000 kJ/kg) je zpravidla vhodné spalovat. Jejich složení je v podmínkách EBO 33 % hm. papíru, 28 % textilu

(z toho polovina hmotnosti je vlhkost), 14 % PVC, 16 % polyetylenu, 9 % gumy. Aktivity nuklidů beta a gama je kolem 2 MBq/kg. Při spalování se používá určité pomocné palivo, např. nafta nebo propan-butan. Výkon provozního zařízení v EBO je asi 60 kg/hod. Redukční objemový faktor pro vlastní spalování se odhaduje na 30, avšak uložením popela do sudů nebo fixací do cementu se může snížit až na 6. Zařízení bylo vyvinuto ve VÚJE.

Z hlediska ochrany životního prostředí je důležitým procesem filtrace spalin před jejich odchodem do atmosféry. Spaliny z pece v EBO se ředí určitým podílem vzduchu, procházejí chladičem a potom tkaninovými filtry (předfiltr a absolutní filtr). Takové uspořádání dovoluje snížit objemovou radioaktivitu emisí na hodnotu o 1 řád nižší než činí přípustná hodnota pro vdechovaný vzduch. Při havárii filtrů by koncentrace emisí vzrostla o 3 řády, ale tento stav by trval jen krátce, neboť by se automaticky zastavilo dávkování odpadu. Stolitrový sud popela obsahuje asi 0,8 GBq radioaktivity, poskytuje průměrný expoziční příkon 10 mR/hod.m² a vznikne spálením odpadu o hmotnosti 500 kg. Podobný sud popílku vykazuje tyto hodnoty: 0,5 GBq, 5 mR/hod.m² a vznikne při spalování 9 tun odpadu. Se sudy lze tedy manipulovat bez dálkového ovládání nebo stínění.

Jako další příklad uveďme, že v Rakousku byla vybudována spalovna nízkoaktivních odpadů s kapacitou 40 - 50 kg/hod. Plyny se filtrují keramickými filtry, skubrem a filtrem typu NERA. Objem odpadů se snižuje asi 100krát, koeficient očištění plynů je 10⁵ až 10⁶. Popel se cementuje s použitím aditiv.

5. PLYNNÉ ODPADY

Hlavní odpadní plyny, které vyžadují zneškodňování, vznikají v případě lehkovodních reaktorů z odstraňování nezkondenzovatelných plynů z primárního okruhu, jakož i při dekompresi související s odvodušením nádrží. Tyto operace jsou prováděny také pro zvýšené odstraňování aktivity z primárního chladiče. Hlavní komponentou těchto plynů je vodík, který se používá v lehkovodních reaktorech pro snížení parciálního tlaku kyslíku v primárním chladiči a odstraňování jiných plynů.

Dalším zdrojem jsou plyny z ventilace reaktoru, budovy na zpracování radioaktivních odpadů a pomocných budov. I tyto plyny někdy vyžadují zpracování před vypouštěním. Menší příspěvek k uvolňování radioaktivity z budovy turbín je dán únikem druhotného chladiče z turbín, turbínových uzávěrů a systému vzduchových ejektorů.

Za normálních provozních podmínek patří mezi těžké radionuklidy a aerosoly vzácné plyny (např. ³⁷Ar, ^{83m}Kr, ¹³¹Xe), izotopy jódu (např. ¹³¹I, ¹³³I), tritium, ¹⁴C aktivované plyny tvořené ze složek vody a atmosféry (¹³N, ¹⁵O, ¹⁶N, ¹⁹O), produkty štěpení (⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs, ¹⁴¹Ce, ¹⁴⁰Ba aj.) a aktivované korozní produkty (⁶⁰Co, ⁵¹Cr a jiné). V důsledku chemické reaktivity jódu lze najít v chladiči velké množství chemických forem jódu.

Záchyt jódu silně závisí na jeho fyzikálně chemické formě. Zpracování odpadních plynů zahrnuje v současné době řadu operací. První z nich je rekombinace vodíku a kyslíku za vzniku vody, která se odstraňuje chlazením. Část plynů po rekombinaci odchází do systému, kde se chod plynů záměrně zdržuje, aby došlo k radioaktivnímu rozpadu krátkodobých komponent. Plyny se nejdříve suší v sušičce s náplní silikagelu a potom jsou vedeny do adsorpční kolony s náplní aktivního uhlí. Standardní praxe je konstruovat tuto adsorpční kolonu tak, aby zadržovala izotopy xenonu 60 dní a kryptonu 4 dny. Po kontrole radioaktivity odcházejí plyny do komína, jakmile se jich nashromáždí více než přípustný skladovací objem. Za normálních pod-

mínek většina plynů ze zpoždovacího okruhu se vede zpět do celkového systému odpadních plynů, takže vypouštění radioaktivních plynů do atmosféry není plynulé.

Ve vzduchotechnických systémech jaderných elektráren se používají kontinuální zpoždovací linky, zatímco diskontinuální režim provozu adsorpčních loží se uplatňuje při odstraňování dlouhodobých izotopů vzácných plynů z výpustí přepracovatelských závodů nebo při odvětrávání ochranné stavby reaktoru při jeho havarijních stavech. Tento režim předpokládá vyřazení adsorpčního lože z provozu v časovém bodě, kdy se na výstupu z lože dosáhne určité ještě přípustné koncentrace.

Hlavní zásady pro zpracování plynných výpustí z JE jsou tyto:

1. Je nezbytné toto zpracování vést tak, aby nejen nebyly překročeny určité dovolené expoziční limity, ale aby jakákoliv expozice byla snížena na takovou úroveň, která je technicky a ekonomicky rozumně dosažitelná (princip ALARA).
2. Zpracování je zpravidla účinnější, jestliže plyny z ventilace jsou zpracovány odděleně od odpadních plynů z technologických procesů a teprve potom jsou oba proudy míchány a vypouštěny.
3. Systém zpracování musí být navržen tak, aby poskytoval nebo usnadňoval ochranu i v havarijních situacích.

6. ZÁVĚR

Hlavní technické principy zneškodňování RAO z JE a jejich aplikace lze v současné době považovat za vyřešené. Vývoj v budoucnosti bude směřovat zejména k optimalizaci navržených technologií a zařízení z hlediska dosažení úspor investičních a provozních nákladů. Zneškodňování radioaktivních odpadů z provozu JE není nyní faktorem, který by mohl brzdit rozvoj jaderné energetiky. Umělé a inženýrské bariéry, které jsou vytvořeny v procesu zneškodňování RAO, jsou méně významné než bariéra geologického prostředí determinovaná způsobem trvalého uložení těchto odpadů.

Tabulka 1 Přírodní a civilizační radiační expozice obyvatelstva NSR v roce 1984

Kosmické záření	0,3 mSv	} celkem přírodní 1,1 mSv
Pozemské záření	0,5 mSv	
Přírodně radioaktivní látky	0,3 mSv	
Využívání rad. látek a ion. záření v medicíně	0,5 mSv	} celkem civilizační 0,6 mSv ^{xx/}
Využívání téhož ve výzkumu, technice, domácnosti	0,02 mSv	
V důsledku jaderně tech. zařízení ^{x/}	0,01 mSv	
Příspěvek profes. rad. expozice k prům. obyvatelstvu	0,01 mSv	
Spad ze zkoušek jad. zbraní	0,01 mSv	

x/ 21 JE, 10 výzk. reaktorů, 4 podniky na přepracování paliva

xx/ Průměrná (z 200 000 osob) individuální expozice profesionální činila v téže době v NSR 0,43 mSv

Tabulka 2 Relativní množství různých druhů radioaktivních odpadů kumulovaných v NSR do roku 2000

30 %	z přepracování ozářeného paliva
43 %	z provozu JE
22 %	z výzkumných ústavů
2 %	z průmyslu, lékařství
2 %	z likvidace jaderných zařízení
1 %	ze závodů jaderného palivového cyklu
Celkem 100 %, což odpovídá $3 \cdot 10^5 \text{ m}^3$ upravených odpadů při dosažení 20 000 MWe v roce 2000	

Tabulka 3 Výpusti radioaktivních látek do vzduchu a vod v roce 1984 v NSR

Radioaktivní vzácné plyny v JE	$16 \cdot 10^{14} \text{ Bq}$ (4 300 Ci)	} do vzduchu
131 I	$2,2 \cdot 10^9 \text{ Bq}$	
Aerosoly se zářením alfa (zprac. ozář. pal.)	$3,4 \cdot 10^7 \text{ Bq}$	
Celkové výpusti z elektráren s tlakovodními reaktory	$11 \cdot 10^9 \text{ Bq}$ (300 mCi)	} do vod
Varné reaktory	$20 \cdot 10^9 \text{ Bq}$	
Výzkumné středisko Karlsruhe (mimo tritium)	$1,7 \cdot 10^9 \text{ Bq}$	
Tritium - Karlsruhe	$102 \cdot 10^{12} \text{ Bq}$	
Zářiče alfa - Karlsruhe	$86 \cdot 10^6 \text{ Bq}$	
Výzkumné středisko Jülich (mimo tritium)	$2,3 \cdot 10^9 \text{ Bq}$	
Tritium - Jülich	$1,39 \cdot 10^{12} \text{ Bq}$	
Zářiče alfa - Jülich	$29 \cdot 10^6 \text{ Bq}$	
Výpusti odpadu ze závodů přepracování	$5,5 \cdot 10^9 \text{ Bq}$	

Tabulka 4 Výpusti kapalných radioaktivních odpadů z britského Sellafieldu (přepracovací závod) (Tbq)

	1984	1985	1986	+ poměr $\frac{86}{75}$
Celkové odpady alfa	14	6	4,4	$\frac{1}{10}$
Celkové odpady beta včetně ^{137}Cs	1 190	587	118	$\frac{1}{70}$

+ Poměr vypočten jako srovnání celkového množství odpadů v roce 1986 a špičkové úrovně sedmdesátých let, která nastala v roce 1975

Tabulka 5 Dělení kapalných radioaktivních odpadů podle měrné aktivity (IAEA)

kategorie	měrná aktivita Ci/kg	označení
1	$\leq 10^{-9}$	nízkoaktivní
2	$10^{-9} - 10^{-6}$	středněaktivní
3	$10^{-6} - 10^{-4}$	
4	$10^{-4} - 10^{-1}$	
5	$> 10^1$	vysokoaktivní

Tabulka 6 Dělení odpadů ve Francii

Kategorie	Charakteristika	Objem ve Francii do roku 2000
A	Aktivita β a γ , nízko a středně aktivní poločasy < 30 let, z provozu reaktorů aj. ^x	800 000 m ³
B	aktivita α , nízko a středně aktivní; dlouhodobé zářiče	75 000 m ³
C	vysokoradioaktivní vitrifikované odpady z přepracování paliva	3 000 m ³

^x I z výroby palivových článků: 10 % kat. A tvoří odpady z použití radioizotopů

Tabulka 7 Metody přepracování kapalných RAO

Druh metody	Typ nově zaváděné fáze	Poznámka
termická	parní (plynná)	odpařování, destilace
sorpční	tuhá	měníče iontů, sorbenty, spolusrážení, koagulace, filtrace
membránové	není nová fáze	dělení na molekulární úrovni, elektrodialýza, reverzní osmóza

Ukládání radioaktivních odpadů a jejich vliv na životní prostředí

Z. Dlouhý
Ústav jaderného výzkumu

ÚVOD

Základní problém zneškodňování radioaktivních odpadů spočívá v nutnosti jejich izolace od člověka a jeho životního prostředí po tak dlouhou dobu, dokud radioaktivita v nich obsažených nuklidů nepoklesne na přijatelnou úroveň. O tom, co je pro člověka přijatelné, se vedla v uplynulých letech široká mezinárodní diskuse, která vyústila ve dva názory. Podle jednoho přestávají být radioaktivní odpady pro člověka nebezpečné tehdy, je-li jejich radioaktivita srovnatelná s radioaktivitou látek, volně se vyskytujících v přírodě. Podle druhého názoru je uvedená podmínka přijatelnosti splněna tehdy, je-li riziko vyplývající z existence radioaktivních odpadů v životním prostředí tak nízké, že odpovídá jen zlomku rizika, které pro obyvatelstvo představují dávky připadající na vrub přirozeného pozadí.

Pokusíme-li se stanovit dobu nutnou k poklesu radioaktivity na tuto přijatelnou úroveň, pak v případě radioaktivních odpadů z jaderných elektráren zjistíme, že je zapotřebí časového období zhruba 300 let, a to nezávisle na tom, který z obou uvedených názorů jsme vzali za základ naší úvahy. Po toto období je nutno udržovat radioaktivní odpady pod kontrolou takovým způsobem, aby nemohlo dojít k jejich samovolnému rozptýlu do životního prostředí, kde by jednotlivé radionuklidy mohly vstupovat do potravinových řetězců člověka a přispívat tak k jeho expozici.

Tuto podmínku dokonalé izolace a kontroly splňují dostatečně úložiště radioaktivních odpadů. Jsou to v podstatě inženýrské stavby povrchového nebo podpovrchového typu, v nichž požadavek izolace splňuje systém několika bariér, bránících úniku radionuklidů do okolní biosféry.

Účinná a bezpečná izolace radioaktivních odpadů od životního prostředí závisí na dokonalém provedení celého úložného systému, který se skládá ze tří složek:

1. Z lokality, v níž je úložiště vybudováno, včetně okolní biosféry, tj. okolního prostředí zahrnujícího půdu, povrchové geologické útvary a další součásti geologické struktury v nejbližším okolí úložiště.
2. Z vlastního úložiště, především pak z úložných prostor, kterými mohou být příkopy, jámy, bazény, šachtice apod., a z ochranných bariér.
3. Z ukládaných odpadů včetně jejich obalů.

Je třeba mít na zřeteli, že celý úložný systém je nutno posuzovat vždy jako celek, v němž případné nedostatky v jednom ohledu musí být vyváženy přísnějšími požadavky ve směru druhém. Například méně vhodné geologické a hydrogeologické podmínky na lokalitě musí být kompenzovány dokonalějším provedením úložiště, anebo omezením množství resp. aktivit ukládaných odpadů. Na druhé straně tam, kde geologické

dií. V prvním, trvajícím zhruba po dobu 300 let, probíhá aktivní a později pasivní institucionální kontrola úložiště a jeho nejbližšího okolí, ve druhém stádiu se ochranná opatření proti svévolnému vniknutí ruší a terén úložiště se poskytuje ke všeobecnému využití, přičemž není vyloučena rekultivace povrchových zemín, pěstování zemědělských plodin a podobné činnosti.

Během provozu úložiště je radioaktivními odpady, které představují významné zdroje záření, ohrožována především obsluha úložiště, a to v důsledku expozice ionizujícímu záření při manipulaci se solidifikovanými odpady. K úniku radioaktivních látek, který by mohl vést ke vnitřní kontaminaci obslužného personálu inhalací, by mohlo dojít pouze v jediném případě, a to při porušení obalu s odpady např. pádem z jeřábu v důsledku závady na jeřábu nebo chybnou manipulací jeřábníka, popř. při havárii tahače přepravujícího RAO.

Další poruchou, která by mohla vést k vnitřní kontaminaci obsluhy vdechovanými uvolněnými radionuklidů, je požár bitumenovaných odpadů v jedné odkryté jámce úložiště. Nejkonzervativnější případ, který lze v této souvislosti uvažovat, je pád letadla, a to proto, že tímto způsobem by byl na místo havárie dodán hořlavý materiál i podnět k hoření. Pád letadla na úložiště je jev s velmi nízkou pravděpodobností výskytu v rozmezí 10^{-5} - 10^{-6} případů za rok, avšak nelze jej definitivně vyloučit.

Hlavním jevem, který by mohl probíhat po ukončení provozu, bude infiltrace srážkové nebo podzemní vody do úložiště, což by při poruše drenážního systému mohlo vést ke kumulaci vody v jámkách, vyluhování radionuklidů z odpadů s porušenými obaly a jejich transport podzemní vodou k místu jejího využívání.

Ze čtyř možných cest vedoucích k expozici obyvatel v okolí úložiště byly podrobně analyzovány dva případy. Zbývající dva nebyly pro vysokou nepravděpodobnost výskytu brány v úvahu, a to z těchto důvodů:

- Transport radionuklidů z odpadů po obnažení úložných prostor v důsledku eroze pokryvné vrstvy větrem.

V našich klimatických podmínkách lze předpokládat, že k erozi 60 - 100 cm silné vrstvy zeminy větrem by mohlo dojít teprve po uplynutí 1000 - 2000 let, tj.

v období, kdy celkový inventář radioaktivních látek v jedné skladovací jámce nepřesáhne hodnoty 3 kBq ^{137}Cs , resp. 11 mBq.kg $^{-1}$ zeminy, což je méně než přirozené pozadí.

- Transport radionuklidů z odpadů po obnažení úložných prostor v důsledku eroze pokryvné vrstvy povrchovou vodou.

Při uvažované rychlosti eroze pokryvné vrstvy $1,84 \cdot 10^2 \text{ g} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{r}^{-1}$ by k obnažení 1 m zeminy mohlo dojít teprve za 13 500 let.

Další dva scénáře popisují vniknutí na úložiště v době bezprostředně po ukončení institucionální kontroly a pěstování zemědělských plodin na rekultivovaných zemínách v areálu úložiště.

Při identifikaci různých cest s možností úniku radionuklidů do okolí je třeba brát v úvahu celou řadu nejrůznějších faktorů. Ty zahrnují:

- druh a formu odpadů a obalových materiálů,

- druh a množství látek uniknuvších do okolí, které v podstatě reprezentují vstupní údaje pro kritickou analýzu transportu těchto látek biosférou.

Jevy nebo procesy vedoucí k úniku radioaktivních látek z úložiště do okolního prostředí lze charakterizovat různým stupněm pravděpodobnosti výskytu, přičemž důsledky jsou nepřímě závislé na četnosti těchto jevů. Zde je třeba poznamenat, že negativní účinky různých jevů mohou být oslabeny nebo dokonce anulovány použitím vhodných protiopatření, jako např. dálková manipulace, dobrá ventilace, protipožární opatření, to vše pro případ provozních podmínek, zatímco pro mimořádné události, které lze očekávat v provozním stádiu je nejvhodnější aplikace dodatečných bariér nebo přiměřená údržba a kontrola již existujících bariér (zejména drenážního systému proti zanesení), která by zvýšila jejich životnost a bránila tak úniku radioaktivních látek do okolní biosféry.

Vzhledem k nedostatečným znalostem skutečných podmínek, které lze očekávat na lokalitě plánovaného úložiště radioaktivních odpadů, byly jednotlivé scénáře sestavovány tak, aby byla zachována maximální míra konzervativnosti jak v případě sekvencí po sobě jdoucích jevů nebo procesů, tak v případě volby vstupních parametrů při výpočtech důsledků uvažovaných poruch. Při rozborech jednotlivých případů se postupovalo podle doporučení vydaných státním dozorem USA.

ZÁVĚRY

Z provedených rozborů bylo možno vyvodit tyto závěry:

1. Při analýze poruch byly předem vyloučeny jevy, které byly již dostatečně zhodnoceny při výběru lokality pro úložiště, jako např. nepříznivé geologické a hydrogeologické podmínky, existence seizmických anomálií apod.
2. Přestože byly použity velmi konzervativní vstupní údaje pro výpočet důsledků jednotlivých mimořádných událostí, nepřesáhly hodnoty výsledných expozic v žádném případě doporučené limity ve výši 10 $\mu\text{Sv}/\text{rok}$ pro jednotlivce z obyvatelstva.
3. Přestože odhadovaná pravděpodobnost výskytu jednotlivých poruch byla zvolena jako velmi vysoká, leží výsledné hodnoty v oblasti zanedbatelných rizik, vesměs pod hranicí 10^{-6} výskytu případů pozdních somatických nebo genetických účinků za rok. Vzhledem k této velmi nízké úrovni rizika není třeba v projektu ani při výstavbě úložiště navrhovat žádná speciální dodatečná opatření.
4. Vzhledem k většímu okruhu osob, které by mohly být exponovány v důsledku úniku radionuklidů do podzemní vody, je třeba považovat za projektovou havárii s maximálními následky případ zatopení úložiště. Je třeba navíc brát v úvahu, že kontaminovaný zdroj podzemní vody může být využíván nejen k pitným účelům, ale i k napájení hospodářských zvířat, k zavlažování plodin, apod. Na druhé straně je však nutno podotknout, že jednoduchým administrativním zásahem (např. omezením konzumace vody ze zasaženého zdroje) lze eliminovat důsledky poruchy na minimum).

Abnormální provozní situace a maximální projektová nehoda jaderné elektrárny

M. Hrehor

Československá komise pro atomovou energii

1. ÚVOD

Radioaktivní produkty štěpení nahromaděné v důsledku štěpné řetězové reakce probíhající v jaderném reaktoru jsou hlavním zdrojem rizika jaderné elektrárny. K zamezení jejich úniku do životního prostředí slouží v současných projektech jaderných elektráren čtyřstupňový systém fyzických bariér. První bariérou je vlastní jaderné palivo, v němž zůstává zachycena naprostá většina štěpných produktů dělení uranového paliva. Druhou bariéru tvoří povlak palivových proutků, jež má zabránit přímému styku paliva s chladivem a zamezit tak jeho nepřípustné kontaminaci.

Povlak palivového článku současně vymezuje prostor pro hromadění plyných štěpných produktů a brání jejich úniku do primárního okruhu. Třetí bariéru tvoří ocelová konstrukce primárního okruhu sestávající z tlakové nádoby reaktoru a primárního potrubí umožňujícího cirkulaci chladiva mezi reaktorem a parogenerátory. Primární okruh je umístěn v hermetické ochranné obálce, jež odděluje vlastní reaktor od životního prostředí a jež tvoří čtvrtou bariéru proti nežádoucímu úniku radioaktivních látek. Moderní projekty jaderných elektráren mají ochrannou obálku dimenzovanou na úplné roztržení primárního okruhu. Tyto ochranné obálky obvykle současně chrání reaktor před nepříznivými účinky vnějších vlivů jako jsou pád letadla, tlakové vlny v důsledku explozí apod.

2. PROJEKTOVÉ NEHODY

Základním úkolem jaderné bezpečnosti je zajistit komplexem technických a organizačních opatření integritu výše uvedených bariér. Tuto skutečnost vystihuje i zákon č. 28/1984 Sb. o státním dozoru nad jadernou bezpečností jaderných zařízení, jež definuje jadernou bezpečnost jako stav a schopnost jaderného zařízení a jeho obsluhy zabránit nekontrolovatelnému rozvoji štěpné řetězové reakce a nedovolenému úniku radioaktivních látek a ionizujícího záření do životního prostředí.

Současná světová praxe zajišťuje integritu bariér odstupňovanou, několikaúrovňovou ochranou, tzv. ochranou do hloubky. Její první úroveň představuje konzervativní projekt jaderné elektrárny s dostatečnými bezpečnostními rezervami, vysoká jakost komponentů a zařízení důležitých pro bezpečnost a vysoká kultura vlastního provozu elektrárny.

Druhou úroveň ochrany do hloubky představuje vybavení JE normálními řídicími ochrannými systémy schopnými detekovat jakékoliv selhání systémů a zvládnout tyto odchylky od normálního provozu. Třetí úroveň představují zvláštní bezpečnostní systémy, jež mají zabránit vývoji různých iniciačních událostí u nehody a udržet radioaktivní látky uvnitř bariér. Soubor opatření pro zvládnutí vážných nehod s cílem uchovat celistvost ochranné obálky představuje 4. úroveň ochrany do hloubky. Pro zmírnění radiačních následků nehod spojených s únikem radioaktivních látek mimo ochrannou obálku jsou připraveny vnější havarijní plány, jež reprezentují pátou úroveň ochrany do hloubky.

V procesu návrhu projektu a schvalování výstavby jaderného zařízení je nezbytné zvážit všechny okolnosti a události, které mohou s rozumnou mírou pravděpodobnosti ohrozit integritu základních bariér. Projekt jaderné elektrárny musí být navržen tak, aby tyto abnormální události bezpečně zvládl. Soubor událostí, které jsou takto zváženy v návrhu jaderné elektrárny, je nazván souborem projektových nehod. Projektová nehoda s největšími zpravidla radiačními následky, se nazývá maximální projektová nehoda. Její následky jsou obvykle limitovány formou mezních individuálních popř. kolektivních dávkových ekvivalentů specifikovaných v závazných právních předpisech.

Projektové nehody se obvykle rozdělují do následujících tříd:

- nehody vyvolané změnami reaktivity
- nehody v důsledku porušení těsnosti primárního okruhu
- nehody v důsledku porušení těsnosti sekundárního okruhu
- nehody v důsledku chybné funkce komponent
- nehody v systémech aktivních materiálů
- nehody v důsledku vnějších vlivů.

Jejich podrobná analýza se provádí v bezpečnostní zprávě každého jaderného zařízení. Tato zpráva je podkladem pro vydání souhlasu státního dozoru nad jadernou bezpečností se zahájením výstavby, popř. s uvedením jaderného zařízení do provozu. Stavebník musí v bezpečnostní zprávě prokázat, že zařízení elektrárny a její řídicí a ochranné systémy jsou navrženy a provedeny v souladu s požadavky na projektování zařízení JE a jejich funkce a charakteristiky zaručují, že v případech projektových nehod bude zachována integrita alespoň jedné z ochranných bariér do té míry, že nedojde k nepřijatelnému úniku radioaktivních látek do okolí JE.

2.1 Nehody vyvolané změnami reaktivity

Tato třída nehod má pokrýt události, které by mohly vést k nekontrolovanému rozvoji štěpné řetězové reakce, k nadměrnému růstu výkonu jaderného reaktoru a tím k přehřátí palivových článků a porušení integrity jejich povlaku, ev. i k natavení paliva. Jejich iniciace je vyvolána poruchami řídicího systému bōrové regulace ev. nesprávnými manipulacemi, které mohou v důsledku zpětnovazebních efektů vnést do zóny reaktoru kladnou reaktivitu.

Obvykle se analyzují:

- neřízené vysouvání skupiny řídicích kazet
- vystřelení řídicí kazety
- vtok studené vody do reaktoru
- neřízené snižování koncentrace kyseliny borité
- náhlé uvolnění usazenin bōru z konstrukčních částí aktivní zóny,

a to jak pro režimy spouštění reaktoru, tak i pro režimy energetického provozu.

Z výše uvedených událostí je z hlediska následků nejzávažnější vystřelení řídicí tyče. Maximální teploty paliva jsou u nejvíce zatížených kazet blízko teplot tavení vyhořelého paliva, dochází ke krátkodobé krizi přestupu tepla. Teplota pokrytí palivových článků je u těchto kazet nižší než 600°C.

Obecně lze z dílčích závěrů všech analyzovaných událostí této třídy konstatovat, že pokud nejsou tyto havarijní situace zvládnuty samoregulačními vlastnostmi reaktoru, působí dodatečně účinně systém havarijní ochrany tak, že nedochází ve větší míře k natavení paliva ani k porušení povlaků palivových článků. Integrita primárního okruhu a ochranné obálky zůstává zachována.

2.2 Nehody v důsledku porušení těsnosti primárního okruhu

2.2.1 Maximální projektová nehoda

Do této kategorie nehod patří všechny události spojené s únikem chladiva z primárního okruhu v důsledku prasknutí hlavního cirkulačního potrubí, trubek parogenerátorů, pomocných potrubních systémů menších průměrů a neuzavření pojistných ventilů kompenzátoru objemu. Únik chladiva má za následek ztrátu schopnosti odvodu tepla z aktivní zóny, což v konečných důsledcích může znamenat přehřátí a natavení aktivní zóny spojené s jejím zborcením. Podle velikosti úniku chladiva se tyto havárie dělí na havárie s velkým, středním a malým únikem. Jedinou bariérou proti úniku ra-látek do životního prostředí zůstává ochranná obálka, musí však být dimenzována na odpovídající teplotní a tlakové podmínky.

Z vlastní dynamiky průběhu, ale zejména z hlediska následků je nejvážnější úplné roztržení studené větve hlavního cirkulačního potrubí spojené s oboustranným výtokem chladiva. V současných tlakovodních reaktorech a tedy i v reaktorech VVER-440 typu V-213 je tato havárie přijata jako maximální projektová nehoda. Pro její zvládnutí v souladu s požadavky zakotvenými v závazných právních předpisech jsou současné projekty JE vybaveny náležitě zálohovaným systémem havarijního chlazení, systémem snižování tlaku v hermetických prostorech a systémem lokalizace radioaktivních látek.

2.2.2 Bezpečnostní systémy JE VVER-440 /typ V-213/

Bezpečnostní systémy jaderné elektrárny s lehkovodními reaktory VVER-440 jsou řešeny v souladu s principem hloubkové ochrany a platnými čs. předpisy o zajištění jaderné bezpečnosti tak, že při vzniku jakékoliv projektové nehody, až do úrovně maximální projektové nehody, nedojde k překročení úniku ra-látek a ionizujícího záření nad povolenou mez. Jejich principiální schéma je na obr. 1.

Bezpečnostní systémy jaderné elektrárny JE VVER-440 tvoří:

- a/ systém havarijního chlazení reaktoru,
- b/ systém snižování tlaku a lokalizace ra-látek v hermetickém prostoru.

Systém havarijního chlazení aktivní zóny reaktoru zajišťuje účinné zalití aktivní zóny roztokem kyseliny borité vhodné koncentrace a spolehlivý odvod tepla z reaktoru po havárii.

Z hlediska funkce se systém havarijního chlazení AZ dělí na:

- a/ pasivní systém havarijního chlazení AZ,
- b/ aktivní systémy havarijního chlazení AZ, které se dále dělí na vysokotlaký /VT/ a nízkotlaký /NT/ aktivní systém.

Systém snižování tlaku a lokalizace ra-látek v hermetickém prostoru slouží k dlouhodobé lokalizaci porušeného primárního okruhu reaktoru v omezeném prostoru hermetických místností tím, že zajišťují:

- a/ snižování teploty a tlaku v hermetickém prostoru,
- b/ záchyt RA látek z hermetického prostoru,
- c/ vytvoření podtlaku v hermetickém prostoru vůči okolí jaderné elektrárny.

Tento systém se skládá:

- a/ ze systému hermetických místností,
- b/ ze systémů snižování teploty a tlaku v hermetických místnostech. Dělí se na:
 - pasivní - vakuobarbotážní systém
 - aktivní - sprchový systém.

Pasivní systém havarijního chlazení AZ

Pasivní systém je určen pro zalití AZ roztokem kyseliny borité v případě poklesu tlaku chladicího média v primárním okruhu pod hodnotu 6 MPa. Hlavním úkolem pasivního systému je dodávka roztoku v prvních sekundách po uvedení do činnosti. Spuštění pasivního systému je samovolné (nezávislé na obsluze a přívodu energie) a je způsobeno poklesem tlaku v poškozeném primárním okruhu pod hodnotu pracovního tlaku pasivního systému. Pasivní systém je stoprocentně zálohován.

Každá skupina se skládá ze dvou stejných silnostěnných tlakových zásobníků hydroakumulátorů z uhlíkové oceli, o tloušťce stěny 80 mm, s vnitřním pokrytím z nerezavějící oceli, o vnitřním objemu 70 m krychlových. Oba tlakové zásobníky jsou nezávisle na sobě spojeny se zvláštními hrdly na tělese tlakové nádoby reaktoru potrubím Js 250. Hrdly v tlakové nádobě je přiváděn roztok kyseliny borité nad a pod AZ reaktoru a je tak zajištěno její účinné doplňování chladicím médiem. Tlakové zásobníky obsahují 40 - 50 m krychlových roztoku kyseliny borité teploty asi 55°C a koncentrace 12,5 g H₃BO₃ na 1 kg H₂O (12,5 g/kg). V zásobnících je udržován potřebný pracovní tlak 6 MPa dusíkovým polštářem (nad hladinou koncentrátu) o objemu 30 - 20 m krychlových. Vniknutí dusíku do primárního okruhu brání samočinný plovákový uzávěr, který uzavírá vypouštěcí potrubí při poklesu objemu roztoku pod hodnotu 10 m krychlových.

Aktivní systémy havarijního chlazení AZ

V y s o k o t l a k ý s y s t é m

Vysokotlaký systém slouží ke kompenzaci úniku chladiva z primárního okruhu při roztržení potrubí o efektivním průměru Js 13 až Js 32. Vysokotlaký systém je řešen s 200 % zálohou.

Každá skupina VT systému je tvořena jedním VT čerpadlem havarijního chlazení AZ, zásobní nádrží roztoku kyseliny borité o koncentraci 40 g H₃BO₃/kg H₂O a spojovacím potrubím s armaturami. VT čerpadlo je jednotělesové, ucpávkové čerpadlo, jehož pohon tvoří asynchronní motor o příkonu 500 kW chlazený technickou vodou. Jmenovitý průtok VT čerpadla je 65 m kubických za hodinu při tlaku 12,5 MPa. Čerpadlo může pracovat i při velkých únicích z primárního okruhu (pokud protitlak nepoklesne pod určitou hodnotu), kdy je schopno dávat až dvojnásobek jmenovitého objemového průtoku. Rostok kyseliny borité o koncentraci 40 g/kg pro VT systém je připraven v nádrži z nerezavějící oceli o pracovním objemu asi 90 m³.

N í z k o t l a k ý s y s t é m

Nízkotlaký systém zajišťuje dodávku velkého množství roztoku kyseliny borité do AZ reaktoru, nutné pro zajištění havarijního chlazení AZ při střední a velké havárii. Dodávání roztoku kyseliny borité o koncentraci 12 g H₃BO₃/kg H₂O je tímto systémem zahájeno v okamžitém poklesu tlaku chladiva v primárním okruhu pod hodnotu 0,7 MPa.

Nízkotlaký systém je rovněž tvořen třemi samostatnými větvemi - je zálohován na 200 %.

Každá skupina NT systému se skládá z jednoho NT čerpadla havarijního chlazení AZ, zásobní nádrže roztoku kyseliny borité a spojovacího potrubí s armaturami.

NT havarijní čerpadlo je odstředivé, horizontální, ucpávkové čerpadlo, o jmenovitém průtoku 300 m³/hod, poháněné synchronním motorem o příkonu 110 kW.

Roztok kyseliny borité o koncentraci 12 g H_3BO_3 /kg H_2O , teploty asi 40 stupňů C, se nachází v zásobníku z nerezavějící oceli o pracovním objemu 260 m³, NT čerpadlo každé skupiny má vlastní nádrž roztoku kyseliny borité, u jedné skupiny je nádrž dvojitá.

Důležitou součástí systému havarijního dochlazování AZ je výměník zajišťující chlazení roztoku sbíraného z podlah hermetických místností, který je dodáván čerpadly aktivních systémů do AZ po vyčerpání koncentráту ze zásobníků roztoku kyseliny borité. Jde o dvoutahový, trubkový horizontální výměník s teplosměnnou plochou 1 110 m², jehož chlazení obstarává technická voda dodávaná do trubek výměníku čerpadly, která jsou napojena na systém chlazení média z maximální vstupní teploty 105 stupňů C na maximální výstupní teplotu 65 stupňů C.

Výměník zajišťuje chlazení dochlazovací i sprchové borové vody a je umístěn v prostoru společně se sprchovacími a dochlazovacími čerpadly systému havarijního chlazení.

Systém snižování tlaku a lokalizace ra-látek v hermetických místnostech

S y s t é m l o k a l i z a c e r a - l á t e k v h e r m e t i c k é m p r o s t o r u

Zařízení primárního okruhu je podle požadavků lokalizace ra-produktů v případě narušení primárního okruhu umístěno v hermetických místnostech, které jsou schopny splnit svoji funkci i při maximální projektové havárii.

Hermetické místnosti jsou ze železobetonu a požadovaná těsnost je zajištěna svařovaným ocelovým pláštěm, kterým jsou opatřeny vnitřní stěny hermetických místností, hermetickým provedením dveří, potrubních a kabelových průchodků. Proti možnému poškození mechanickými účinky stěpů a proudem vody jsou vnitřní stěny chráněny železobetonovými kryty a ochrannými štíty.

V oddělených místnostech hermetického prostoru jsou umístěna všechna hlavní zařízení primárního okruhu: reaktor, hlavní cirkulační čerpadlo, parogenerátory, hlavní cirkulační čerpadla s pohony, hlavní uzavírací armatury s pohony, kompenzátor objemu s barbotážní nádobou, hydroakumulátory s roztokem kyseliny borité, filtry systému kontinuálního čištění chladiva primárního okruhu a recirkulační vzduchotechnický systém hermetického prostoru. Spojovací chodbou jsou tyto prostory spojeny s barbotážní věží, v níž je umístěno zařízení vakuobarbotážního systému, tedy barbotážní korýtka a lapač vzduchu.

Systémy snižování tlaku

V a k u o b a r b o t á ž n í s y s t é m

Vakuobarbotážní systém je součástí hermetického prostoru a výrazně přispívá ke snížení úniků z hermetických místností. Jeho schéma je na obr. 2 a 3.

Název systému je odvozen od pojmu barbotáže, který označuje jeden ze způsobů výměny tepla a sice výměnu tepla směšovací kondenzací páry ve vrstvě vody. Jelikož dochází k přímému styku kapalné a plynné fáze vody, je přestup tepla velmi intenzivní. Vlastní barbotážní systém pracuje ve dvou režimech:

- a/ barbotáž - kondenzace plynné fáze při probublávání vrstvou vody
- b/ sprchování - dochází ke kondenzaci páry na kapkách vody.

Základní barbotážní jednotkou je korýtko (žlab) šířky 750 mm a klobouček šířky 100 mm, který překrývá boční stěny dvou sousedních korýtek.

Za normálního provozu je v barbotážních žlabech připraven roztok 12 g H_3BO_3 a 0,1 g N_2H_4 na 1 kg H_2O a v prostoru nad roztokem je udržován podtlak 100 - 200 Pa (10 - 20 mm H_2O) vůči atmosférickému tlaku.

Prostor nad barbotážními korýtky je spojen zpětnými armaturami se záchytnými komorami (lapači vzduchu), kde se zachycují nekondenzovatelné plyny. Na každá tři patra barbotážních žlabů připadá jedna záchytná komora.

S p r c h o v ý s y s t é m

Sprchový systém je aktivní systém, který zajišťuje srážení páry a tím i snižování teploty a tlaku v hermetických místnostech. Skládá se ze tří nezávislých skupin. Každá skupina je tvořena sprchovacím čerpadlem, vodním ejektorem pro dávkování hydrazinu a hydroxidu draselného, zásobníkem roztoku hydrazinu a hydroxidu, sprchovacími tryskami a spojovacím potrubím s armaturami.

Sprchové čerpadlo je jednostupňové, odstředivé, horizontální, ucpávkové čerpadlo, jehož sání ústí do zásobní nádrže NT systému havarijního chlazení s roztokem kyseliny borité 12 g/kg. Je umístěno ve společné místnosti s čerpadly havarijního chlazení.

Rovnoměrné rozptýlení sprchových kapek zajišťují sprchové trysky umístěné na třech sprchových kolektorech, vedoucích po stěnách boxu parogenerátorů.

2.2.3 Průběh maximální projektové nehody

V průběhu maximální projektové nehody je možné vyčlenit 2 na sobě navazující fáze. První fázi - fázi odtlakování představuje vlastní roztržení primárního potrubí, postupné snižování tlaku v primárním okruhu, zapracování ochrany a zpětných vazeb, snižování výkonu reaktoru při současném úniku chladiva do hermetického prostoru, až do vyrovnání tlaků v prostorech reaktoru a barbotážního systému. Druhá fáze - fáze zaplavování začíná výše uvedeným vyrovnáním tlaků, opětným zaplňováním vnitroreaktorového prostoru a aktivní zóny vodou ze systému havarijního chlazení.

Předpokládáme-li v čase $t=0s$ počátek zvětšování únikového otvoru a dosažení jeho maximální hodnoty v čase $t=0,02 s$, pak další průběh nehody je následující: v důsledku prudkého odtlakování primárního okruhu až na hodnotu tlaku sytosti vzniká signál pro zásah HO-1 (tlak v reaktorové nádobě klesne pod hodnotu 9,3 MPa). Výkon reaktoru však klesá od okamžiku havárie v důsledku zpětnovazebního účinku od měrné hmotnosti chladiva. Po dosažení tlaku sytosti klesá tlak v reaktoru mírněji. Postupně se snižuje hladina vody v kompenzátoru objemu. V čase 4,4 s, kdy tlak v reaktoru klesne pod hodnotu 6 MPa, začíná do reaktoru proudit voda z obou hydroakumulátorů. Pokles tlaku a vyprazdňování primáru pokračuje dál. V 13 s se vyprázdní kompenzátor objemu. V 15 s začíná dodávat vodu do chladné větve neporušené smyčky vysokotlaký systém, v 24 s, kdy tlak dosáhne hodnotu 0,74 MPa, nízkotlaký systém. Pokles tlaku pokračuje do 35 s, kdy se tlak v místě úniku chladiva vyrovnává s hodnotou protitlaku v barbotážním systému (0,2 MPa). Vyprázdnění hydroakumulátorů je ukončeno mezi 53. - 58. s.

Teplota pokrytí palivových článků v nejvíce zatíženém místě aktivní zóny nepřekročí v této fázi hodnotu 940°C, ke konci fáze vyprazdňování je pod hodnotou 740°C, přičemž má mírně rostoucí tendenci. Další průběh zaplavování aktivní zóny je

složitý termohydrualický proces, jenž závisí zejména na množství dorpavovaného chladiva do prostoru reaktorové nádoby a na rozložení tlakových ztrát v primárním okruhu. Při realistických koeficientech tlakových ztrát stačí na zastavení růstu teploty pokrytí paliva množství chladiva dodávané jedním nízkotlakým čerpadlem do šachty reaktoru. Maximální teplota pokrytí dosáhne hodnoty 1 135°C v čase 47 s od začátku zaplavování.

Rozbor havárie ukazuje, že systémy havarijního chlazení umožňují udržet teploty povlaku paliva v případě maximální projektové nehody pod limitní hodnotou 1200°C, tloušťka ZrO_2 důsledku parazirkoniové reakce v místě maximální teploty pokrytí je 2,14 % celkové tloušťky a produkce vodíku činí 0,14 % z množství, které by vzniklo oxidací celé hmotnosti pokrytí. Počet palivových článků, u kterých dochází ke ztrátě integrity pokrytí, činí asi 7 %. Analýzy účinků na reaktorovou nádobu a vnitřní části reaktoru, ukázaly, že silové účinky nevedou k překročení dovolených napětí ani ke křehkému porušení tlakové nádoby. Tlak v hermetických prostorech nepřekročí projektovou hodnotu 0,25 MPa a teplota parovzdušné směsi je nižší než projektová hodnota 128°C.

Pro výpočet radiačních následků maximální projektové nehody se konzervativně předpokládá 100 % porušení těsnosti pokrytí paliva a únik všech plynných štěpných produktů za hranice hermetické zóny (ochranné obálky). Platné čs. předpisy přitom limitují radiační následky maximální projektové nehody jak u jednotlivců z řad obyvatelstva (výnos ČSKAE č. 4/79 o obecných kritériích zajištění jaderné bezpečnosti při umísťování staveb s jaderně energetickým zařízením), a to hodnotou 0,25 Sv na celé tělo, 1,5 Sv na štítnou žlázu dospělých a 0,75 Sv na štítnou žlázu dětí, tak i kolektivní dávkový ekvivalent, který nemá přesáhnout součin směrné hodnoty kolektivního dávkového ekvivalentu pro normální provoz (4 manrem/MWel za rok) a předpokládané doby životnosti jaderně energetických zařízení.

2.3 Nehody v důsledku porušení těsnosti sekundárního okruhu

V této třídě nehod se obvykle analyzuje:

- prasknutí hlavního parního kolektoru
- prasknutí parovodu
- prasknutí hlavního napájecího kolektoru.

Tyto havarijní situace vyžadují řešit dynamiku celé jaderné elektrárny s respektováním všech vazeb mezi komponentami a jejich vzájemné ovlivňování včetně funkce regulátorů. Závěry analýz ukazují, že při správné funkci řídicích a ochranných systémů je blok doveden do tzv. uzlového bodu charakterizovaného ustáleným režimem práce bloku, do kterého blok přechází automaticky bez zásahu operátora. Přitom nedochází k překročení limitních hodnot teplot povlaku a paliva ani k nedovolenému snížení rezervy do krize přestupu tepla. Tyto závěry platí i pro určitá selhání a kumulace poruch řídicích a ochranných systémů, kdy se obvykle předpokládá selhání v pořadí 1. impulsu pro zásah havarijní ochrany v kombinaci se selháním některého dílčího řídicího okruhu s největší pravděpodobností selhání.

2.4 Nehody v důsledku chybné funkce komponent

V této části bezpečnostních rozborů se uvažují selhání komponent jak na primární tak i sekundární straně, která vedou k poruchám v přenosu tepla. Jsou zde zahrnuty havárie:

- částečná blokáž průtoku na vstupu chladiva do kazety

- zadření motoru hlavního cirkulačního čerpadla /HCČ/ (varianta 1 ze 6, resp. 1 ze 4)
- výpadky HCČ s doběhem v důsledku výpadku elektrického napájení (varianty 6 ze 6, 5 z 5, 4 ze 4, 1 ze 6, 3 ze 6, 2 z 5 a 1 ze 4)
- výpadek 1 ev. 2 turbín
- výpadek vysokotlaké regenerace napájecí vody
- přerušování dodávky napájecí vody do parogenerátoru

Obdobně jako u havárií v důsledku porušení těsnosti sekundárního okruhu jsou průběhy událostí obvykle závislé na reakci řídicích a ochranných systémů. Příslušné modely musí být proto schopné postihnout dynamiku celé jaderné elektrárny.

Závěry analýz blokování průtočného průřezu tepelně nejzatíženější kazety na jejím vstupu v rozsahu 21 buněk s předpokladem snížení průtoku o 30 % potvrzují, že i za těchto okolností je zajištěn spolehlivý odvod tepla z palivových článků s dostatečnou rezervou proti krizi přestupu tepla, přestože v recirkulační oblasti za překážkou dojde k povrchovému varu chladiva.

Z analýzy šíření tlakových vln, které vznikají při zadření rotoru HCČ, vyplývá, že vzniklé odchylky jsou v mezích hodnot, které nevedou k nepřijatelným namáháním.

Výpadky čerpadel a havárie v důsledku poruch přenosu tepla v sekundárním okruhu představují příklady abnormálního provozu, při nichž nedochází k porušení pokrytí palivových článků ani k tavení paliva v ose palivového článku v místě s maximálním lineárním výkonem. Při správné funkci řídicích a ochranných systémů, u nichž se předpokládá vznik jednoduché poruchy, je blok doveden do "uzlového bodu" charakterizovaného ustáleným stavem s nucenou nebo přirozenou cirkulací zajišťující požadovaný odvod tepla z primárního okruhu.

2.5 Nehody v systémech aktivních materiálů

V této třídě se provádí ocenění důsledků některých typů havárií, které mohou vzniknout při manipulaci s palivem, případně s kapalnými ra-odpady.

Analýzy nehod při manipulaci s palivem jsou rozčleněny na tři kategorie:

- a/ nehody, které mohou vést ke vzniku kritičnosti
- b/ nehody v důsledku zhoršení chlazení palivových kazet
- c/ havárie v důsledku mechanického poškození palivových kazet.

Havárie, jež mohou vést ke vzniku kritičnosti, jsou obvykle dále rozčleněny na

- chybné zavezení paliva do aktivní zóny
- zalití zásobníku čerstvých kazet čistou vodou
- zalití skladu vyhořelého paliva čistou vodou
- chybné zavezení čerstvé kazety do bazénu vyhořelého paliva.

Nehody v důsledku zhoršení chlazení palivových kazet obvykle představují situace s úplným nebo částečným vytažením vyhořelých kazet nad hladinu vody, dále ztrátu chlazení bazénu vyhořelého paliva a zhoršení chlazení pouzder s nehermetickými kazetami. Důsledky mechanického poškození paliva jsou analyzovány pro pád vyhořelé kazety ve vodě a na vzduchu a pro pád zásobníku s 30 kazetami ve vodě a na vzduchu.

Z výsledků analýz podmínek kritičnosti vyplývá, že z množivé vlastnosti kazet v geometrii, která je dána návrhem zařízení používaných při manipulaci s palivem, nehrozí nebezpečí lokální kritičnosti. Ztráta ochlazení palivové kazety při čas-

tečném vytažení kazety (provozované na středním výkonu po dobu 270 dní, zbytkové teplo počítáno k času 140 hodin po odstavení reaktoru) nad vodní hladinu vede k ohřátí paliva a povlaku na teplotu 700°C za dobu 3,5 hod. Uplatněním "komínového efektu" při úplném vytažení kazety nad hladinu vody dochází k podstatnému snížení maximální teploty a rychlosti jejího růstu: maximální hodnota 200°C za dobu cca 2 hodin. Časový průběh těchto procesů poskytuje dostatek prostoru pro účinná nápravná opatření.

Analýzy pádů kazet a zásobníků ukazují, že energie a rychlosti dopadů jsou dostatečně velké, aby došlo k mechanickému poškození pokrytí a tím k úniku aktivity do životního prostředí. Zpráva správně konstatuje, že těmto událostem je nutno předcházet účinnými organizačními opatřeními.

Výsledky analýz nehod s kapalnými ra-odpady ukazují, že u povrchových vod se radiační zátěž pohybuje hluboko pod přípustnou hodnotou. Podobný závěr platí i pro podzemní vody v okolí JE. Ani v nejnepříznivějším případě s výjimkou přímého požití pitné vody kontaminované tritiem nejsou překročeny dávkové limity pro jednotlivce.

2.6 Nehody v důsledku vnějších vlivů

U této třídy nehod se prokazuje, zda jsou zařízení důležitá pro bezpečnost řešena tak, aby při živelných událostech, které lze reálně předpokládat, jako např. zemětřesení, zátopy, požáry apod. nebo událostech vyvolaných lidskou činností vně jaderného zařízení - pád letadla, výbuchy v okolí JE apod. bylo vždy možné reaktor bezpečně odstavit a udržovat v podkritickém stavu, odvádět zbytkový výkon reaktoru po dostatečně dlouhou dobu a případné úniky ra-látek udržovat pod mezními hodnotami.

Pozornost je nutné věnovat především nejvýznamnějším přírodním jevům, které byly v dané lokalitě historicky zaznamenány.

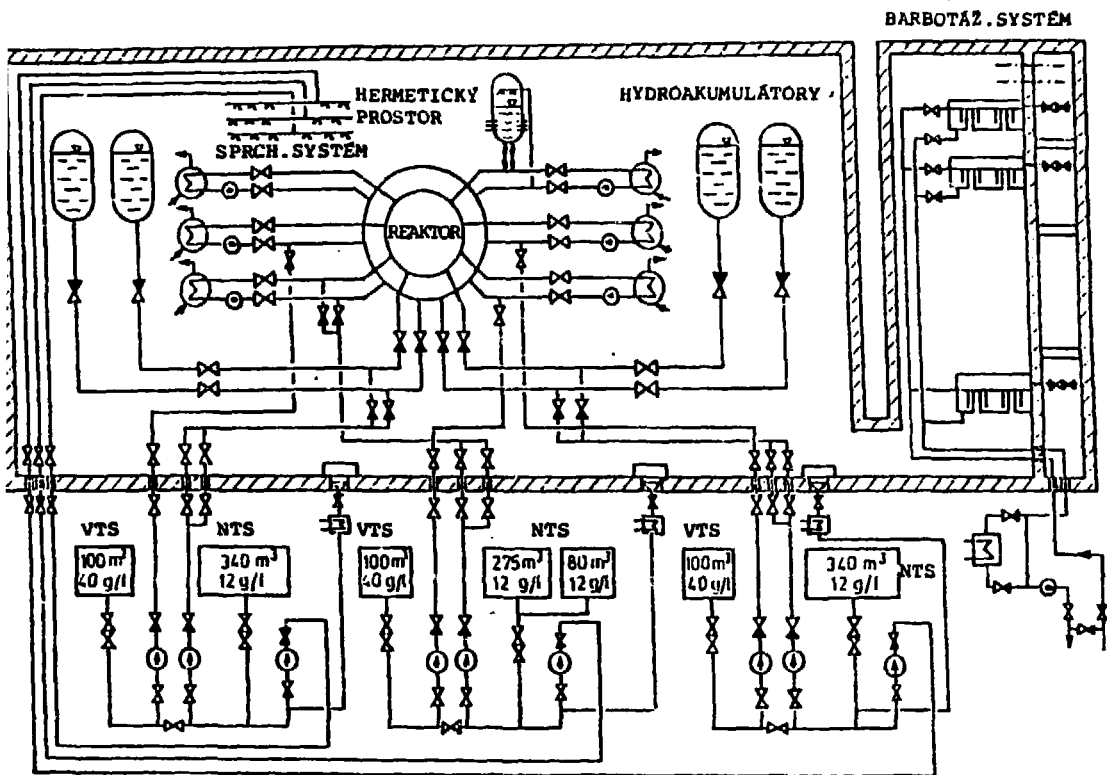
ZÁVĚR

Schvalovací proces výstavby jaderně energetického zařízení vyžaduje, aby v bezpečnostní zprávě, na základě které státní dozor nad jadernou bezpečností vydává svůj souhlas s územním, stavebním a kolaudačním řízením, byl podán průkaz o tom, že řešení daného zařízení respektuje požadavky na jadernou bezpečnost stanovené obecně závaznými právními předpisy. Základním čs. právním dokumentem specifikujícím funkční a technické požadavky k zajištění jaderné bezpečnosti jaderně energetických zařízení je výnos ČSKAE č. 2/1978 o zajištění jaderné bezpečnosti při navrhování, povolování a provádění staveb s jaderně energetickým zařízením. Jaderná bezpečnost schvalovaného jaderného zařízení zakotvená v projektu je považována za náležitě zajištěnou, jestliže jeho řešení odpovídá požadavkům výnosu, tj. jestliže zařízení má požadované vlastnosti jak v podmínkách normálního a abnormálního provozu, tak i v havarijních podmínkách do rozsahu maximální projektové nehody.

Klíčovou část bezpečnostní zprávy tvoří bezpečnostní rozbor. Obsahují analýzu deterministicky stanoveného spektra událostí a nehod reprezentujících předpokládaný abnormální provoz a havarijní podmínky a prokazují nepřekročení stanovených mezních parametrů palivových článků, popř. mezního porušení palivových článků a dalších bezpečnostních limitů. Analyzovaný soubor tzv. projektových nehod představuje režimy a události, jejichž výskyt se během provozu reálně předpokládá. Je odvozen z konkrétního projektového řešení daného zařízení, současně však odráží mezinárodní zkušenost a praxi, v rámci které je např. pro tlakovodní reaktory zavedena jako maximální projektová nehoda roztržení studené větve hlavního cirkulačního potrubí s oboustranným výtokem chladiva.

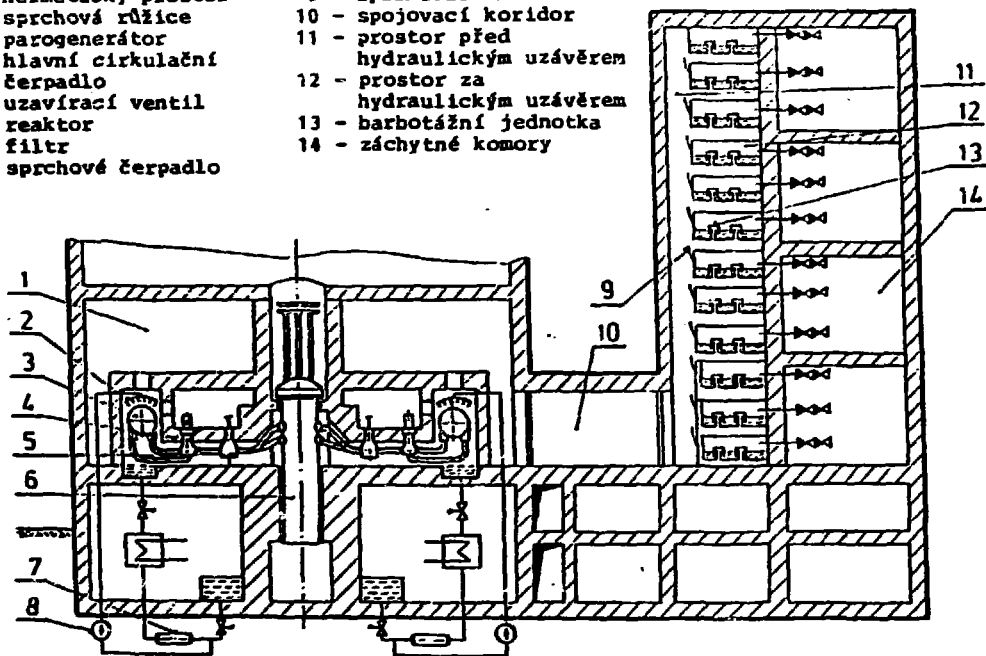
Tento postup hodnocení jaderné bezpečnosti jaderného zařízení vycházející z postulovaného souboru projektových nehod, jejichž důsledky musí být zvládnuty bezpečnostními systémy zařízení, představuje tzv. deterministický přístup. Jde o osvědčený, mezinárodně uznávaný přístup, jehož aplikací byly při respektování kritéria jednoduché poruchy, popř. jeho modifikací, principů redundance, funkčního a prostorového oddělení bezpečnostních systémů a tzv. principu "ochrany do hloubky" dovedeny soudobé reaktory do relativně vysoké úrovně bezpečnosti. Deterministický přístup zůstává i dnes základním postupem hodnocení jaderné bezpečnosti ve schvalovacím řízení výstavby jaderných elektráren většiny zemí světa.

Poruchy a havárie jaderných elektráren, které se v minulosti vyskytly, však ukazují, že deterministický soubor projektových nehod není vyčerpávajícím souborem všech možných havarijních sekvencí, a že četné iniciační události vedou při náhodné kombinaci více nezávislých selhání systémů, komponent a obsluhy k důsledkům převyšujícím následky maximální projektové nehody. Tato skupina tzv. nadprojektových nehod vytváří určité zbytkové riziko. V této souvislosti vzniká přirozená otázka - jaká úroveň zbytkového rizika je přijatelná? Odpověď na tuto otázku je dosud otevřená. Její řešení je hledáno s pomocí tzv. pravděpodobnostního hodnocení bezpečnosti, které kvantifikuje riziko (součin pravděpodobností výskytu a jejich následků) širokého spektra nadprojektových havarijních sekvencí.



Obr. 1 Bezpečnostní systémy reaktoru VVER-440

- | | |
|--------------------------------|---|
| 1 - hermetický prostor | 9 - sprchovací míř |
| 2 - sprchová růžice | 10 - spojovací koridor |
| 3 - parogenerátor | 11 - prostor před hydraulickým uzávěrem |
| 4 - hlavní cirkulační čerpadlo | 12 - prostor za hydraulickým uzávěrem |
| 5 - uzavírací ventil | 13 - barbotážní jednotka |
| 6 - reaktor | 14 - záchytné komory |
| 7 - filtr | |
| 8 - sprchové čerpadlo | |



Obr. 2 Schéma barbotážního systému

Nadprojektová havárie jaderné elektrárny (vznik, průběh, následky)

Z. Kríž, L. Náměstek

Československá komise pro atomovou energii

Pojem těžké nebo nadprojektové havárie se v jaderné energetice objevil poprvé v roce 1957 v USA ve zprávě WASH-740, která deterministicky a velmi konzervativně definovala těžkou havárii na jaderné elektrárně /JE/ a její následky. Tato zpráva pak ovlivnila politiku umísťování jaderných elektráren v USA a v dalších zemích a vedla ke konstrukčnímu řešení a aplikaci tzv. třetí fyzické ochranné bariéry proti úniku radioaktivních látek do okolí - kontejnmentu. Teprve téměř po 20 letech se problematika těžkých havárií JE dostala opět do středu pozornosti v Rasmussenově zprávě Reactor Safety Study /WASH-1400/ v roce 1975. V této zprávě však již bylo použito moderního pravděpodobnostního hodnocení bezpečnosti /PSA/, které dává komplexnější a realističtější hodnocení rizika z nadprojektových havárií JE. Po této zprávě byla zpracována řada dalších zpráv obdobného zaměření a cílů v dalších zemích. V posledním období tyto práce podporuje MAAE a v současné době se připravuje i u nás studie tohoto typu s omezeným rozsahem a hloubkou.

Krátce po vydání Rasmussenovy zprávy došlo v USA v jaderné elektrárně Three Mile Island v dubnu 1977 k havárii, která některé její závěry potvrdila. Při této havárii však došlo jen k velmi malému úniku radioaktivních látek do okolí. Realnost těžkých nadprojektových havárií potvrdila tragická havárie v jaderné elektrárně v Černobyli v SSSR v dubnu 1986, při které došlo k velkému úniku radioaktivních látek do okolí.

Proto je v současné době problematika vzniku a průběhu nadprojektových havárií, řízení činnosti při haváriích a protihavarijních plánů středem pozornosti všech provozovatelů JE a dozorných orgánů.

VZNIK A PRŮBĚH NADPROJEKTOVÉ HAVÁRIE

Stav jaderného zařízení při provozu je definován /výnos ČSKAE č. 2/1978/ třemi kategoriemi:

normální provoz - všechny stavy a operace plánovaného provozu JE při dodržení provozních limitů a podmínek pro bezpečný provoz. Patří sem spouštění, ustálený provoz, odstavování, zvyšování a snižování výkonu, částečné a plné zatížení, opravy, údržba a výměna paliva

abnormální provoz - stavy, operace a události, které jsou neplánované, ale jejichž výskyt nutno v průběhu provozu očekávat. Patří sem neplánovaná rychlá odstavení, náhlý pokles zatížení, výpadek turbíny, ztráta napájení ze sítě. Tyto události nesmějí vést k poškození palivových článků a porušení integrity primárního okruhu. Po jejich ukončení resp. odstranění příčin a následků je JE schopna normálního provozu

havarijní podmínky - události způsobené selháním nebo porušením zařízení a systémů JE, vnějšími vlivy nebo chybami provozního personálu, které vedou k porušení

limitů a podmínek bezpečného provozu a mohou způsobit porušení palivových článků.

První dvě kategorie lze spojit pod termín provozní stavy, kdy je provoz v rámci limitů a podmínek bezpečného provozu a porušení palivových článků je přísně limitováno /1 % plynově netěsných, 0,1 % trhlin/.

Havarijní podmínky zahrnují celé spektrum situací od menších událostí až po nadprojektové havárie.

V zásadě je možné je rozdělit na dvě skupiny:

havárie projektové - události, které projekt uvažuje a dostatečně je řeší pomocí technických a organizačních opatření na bloku a nejsou při nich překročeny mezní parametry poškození palivových článků /100 % poškození pokrytí/ a proto ani stanovené referenční úrovně dávek pro havarijní situace /0,1 Sv na celé tělo, 0,3 Sv na štítnou žlázu/

Do této kategorie náleží maximální projektová havárie /MPH/, projektová havárie s nejvyšším radiačním dopadem na okolí

havárie nadprojektové - události, s nimiž projekt JE nepočítá a může při nich dojít k velkému poškození paliva a velkým únikům radioaktivních látek do okolí a k nutnosti realizace opatření havarijních plánů.

Komplexní a realistické zhodnocení každé havárie je nejlépe vyjádřeno rizikem, což je součin pravděpodobnosti výskytu této události /za rok/ a jejich následků vyjádřených v určité formě /finanční ztráty, počet úmrtí apod./.

Pravděpodobnost havárie se určí pomocí pravděpodobnostního hodnocení události a jejího průběhu prostřednictvím stromů poruch a stromů událostí. Průběh havárie popisují fyzikální a termohydraulické výpočtové programy a dopady havárie programy popisující šíření radioaktivních látek v prostředí a jejich transport k člověku včetně biologických modelů.

Obecně platí pravidlo, jako v jiných oblastech, že čím jsou následky havárie větší, tím je pravděpodobnost jejího výskytu nižší. Pro případ nadprojektových havárií je obtížné jejich riziko stanovit, neboť se jedná o neurčitý výraz blízký násobení nuly nekonečnem.

Je samozřejmé, že jadernou elektrárnu není možné chránit proti všem myslitelným haváriím s extrémně nízkou pravděpodobností /1:100 000/ za rok a nižších/, neboť pak by byla výstavba jaderné elektrárny příliš drahá, zařízení by se neúměrně komplikovalo a kromě toho prostředky vložené do ochrany před těmito událostmi by bylo efektivnější vložit v národním hospodářství jinde /např. v odsiřování v klasické energetice, do bezpečnosti silničního provozu, do boje proti nemocem/. Riziko uvedených oblastí způsobující ohrožení života nebo zdraví obyvatelstva je řádově mnohonásobně vyšší než u jaderné energetiky.

Riziko nadprojektových havárií JE představuje tzv. zbytkové riziko této technologie výroby elektrické energie. Problémem jaderné energetiky však není jeho existence, ale fakt, že toto otevřeně prohlašuje a že toto riziko je obtížnější přijímáno než jiná rizika doprovázející lidskou činnost.

K nadprojektové havárii může dojít z několika příčin:

- vznik havárie, která je absolutně větší než maximální projektová havárie /MPH/.
- U tlakovodních reaktorů, kde MPH je definována prasknutím potrubí primárního okruhu největšího průřezu s oboustranným výtokem chladiva, je nadprojektovou ha-

- váří pouze hypotetické prasknutí tlakové nádoby. Přísné požadavky na materiály a výrobu nádoby a její kontroly při výrobě a provozu prakticky tuto havárii vylučují
- projektová havárie resp. maximální projektová havárie, při níž dojde k úplnému selhání jednoho nebo více bezpečnostních systémů a tím podstatnému zhoršení předpokladu projektu. Výskyt MPH je nízký $/10^{-4} - 10^{-5}$ za rok/, spolehlivost bezpečnostních systémů je vysoká, neboť je zajištěna trojnásobným zálohováním, takže pravděpodobnost této události je velmi malá
 - působení vnějšího vlivu většího než předpokládal projekt /zemětřesení, pád letadla/. Pravděpodobnost těchto jevů je rovněž velmi nízká, k jejímu dalšímu snížení přispívají technická a administrativní opatření.

Všechny tyto tzv. iniciační události však vedou ve svém důsledku k narušení odvodu tepla z reaktoru, k následnému přehřevu paliva a úniku radioaktivních látek v něm obsažených. V žádném případě mezi iniciační události u tlakovodních reaktorů, tedy i reaktorů VVER, nepatří havárie s reaktivitou. Tomu brání nejen konstrukční řešení reaktoru /např. rychlost vytahování absorpčních tyčí z aktivní zóny, nebo rychlost snižování koncentrace kyseliny borité/, ale zejména tzv. záporný zpětnovazební koeficient reaktivity, který je vnitřní - inherentní vlastností zón tlakovodních reaktorů. V důsledku jeho působení při zvyšování výkonu, reaktivita reaktoru klesá až dojde k odstavení reaktoru nebo k ustálení jeho výkonu na nové hladině. Příklad havárie v Černobyli není u tlakovodních reaktorů VVER v žádném případě možný. Iniciační havárie uvažované pro JE s VVER jsou uvedeny v tabulce. Průběh určité havárie je značně závislý na detailním projektovém řešení jaderné elektrárny a proto analýzy průběhu havárií musí být provedeny pro každý typ jaderné elektrárny.

Důležitou charakteristikou nadprojektové havárie je množství unikajících radioaktivních látek, ale i čas, kdy k úniku dojde, jeho trvání a výška. Časový průběh unikajících radioaktivních látek do okolí určuje chování kontejnmentu, tj. jak dlouho zůstane při této události těsný podle projektu, dojde-li ke zhoršení těsnosti nebo k porušení. Mezi mechanismy porušení kontejnmentu náleží exploze parní nebo vodíková, značné převýšení projektového tlaku a protavení základů.

Analýzy ukazují, že začátek úniku bude převážně se zpožděním několika hodin /max. 1 den/ a jeho trvání maximálně 10 hodin, nejčastěji podstatně kratší. Rovněž tyto výsledky ukazují na zásadní odlišnost havárií JE s tlakovodními reaktory od Černobylské havárie, kdy únik začal okamžitě a trval 10 dní. Obdobně existují značné rozdíly ve výšce úniku. Výsledky rovněž ukazují, že při nejtěžších haváriích může dojít k velkému úniku zejména vzácných plynů /krypton, xenon/ a těkavých látek /jódi, cesium, rubidium/. Přesto, že se jedná podle definice o havárie za možnostmi projektu JE, existuje řada možností, jak jejich riziko snížit. Snížení pravděpodobnosti těchto událostí spočívá v přesném dodržování všech bezpečnostních požadavků v průběhu provozu: vysoká úroveň provozního personálu /výcvik, příprava, přezkušování/, vysoká jakost zařízení důležitých z hlediska bezpečnosti /zkoušky, provozní kontroly, údržba/ a vysoká kultura vedení provozu /dodržování provozních předpisů, limitů a podmínek/. V současné době se řeší rovněž snížení důsledků havárií některými doplňky stávajících projektů jako je například ventilovaný kontejnment, který má snížit riziko jeho porušení, a zařízení pro záchyt zborcené aktivní zóny. Další významnou možností je tzv. řízení činností při haváriích. Ukazuje se totiž jako reálné připravit pro provozní personál speciální instrukce pro jeho činnost za těchto výjimečných podmínek s tím, že bude využito nestandardně veške-

ré zařízení a možnosti uvnitř elektrárny příp. rychle zajištěna účinná pomoc zvenčí. Základními bezpečnostními požadavky, které se musí provozní personál maximálně snažit splnit, jsou

- odstavení reaktoru a udržování jej v podkritickém stavu
- zajištění dlouhodobého a dostatečného chlazení paliva v aktivní zóně
- zajištění funkce poslední bariéry - ochranné obálky.

Existuje několik přístupů pro řešení těchto situací, které lze stručně charakterizovat jako orientované na typ události, orientované na změnu parametrů nebo orientované na hodnocení bezpečnostních funkcí. Ideálním řešením je pak přístup, který je kombinací dvou posledních a je orientován na stav elektrárny. Jedním z hlavních problémů všech těchto metod jsou značná variabilita a nepřesnosti ve výchozích údajích a používaných metodách, což je dáno složitostí probíhajících dějů. Hlavním úkolem v současnosti, který řeší řada zemí, je snížení resp. odhad těchto nepřesností.

Následky a důsledky havárií JE se promítají v představách i v realitě a zkušenosti ve společenském vědomí. Obava z možnosti vzniku havárie bere však v úvahu především jejich následky a důsledky, pravděpodobnost vzniku havárie není v tomto povědomí rozlišována nebo se spíše uvažuje jako blížící se jistotě. Převážná většina lidí pravděpodobnostní přístup nechápe právě tak, jako není příznivě přijímán koeficient zdravotního rizika. Proto i Farmerem zavedený pojem rizika havárie JE nemůže být všeobecně chápán. O to důležitější musí být kvantifikace druhé složky této veličiny, tj. hodnocení následků havárie JE. Mělo by být pokud možno realistické, ale v žádném případě by nemělo rozsah i hloubku následků havárie JE podceňovat. Silně konzervativní hodnocení vycházející dříve z mnoha odhadů a nepřesností v důsledku nedostatečného poznání je pro vyjádření rizika havárie JE nevhodné.

Pro arbitrární srovnání hodnocení následků havárie JE je možné využít některý z faktorů z příčinných řad počínaje celkovou nebo specifikovanou aktivitou uniklých radioaktivních látek, vyúsťující v dávkách na provozní personál i obyvatelstvo, jejichž důsledkem je poškození zdraví, nebo vedoucí k okamžitým nebo dlouhodobým ztrátám na životech. Konečným faktorem využitelným k hodnocení následků havárie JE jsou ekonomické důsledky, zahrnující také neradiační účinky havárie JE s jejich vlivem na zdravotní újmu i na ztráty na životech, včetně negativních důsledků zavedených protihavarijních opatření. Souhrn ekonomických ztrát se potom ještě dále rozšiřuje o náklady na tato opatření, ztráty z produkce a náklady na odstranění důsledků přímo v JE. Lze předpokládat, že neradiační účinky i ekonomické ztráty a náklady porostou rovněž se závažností havárie, i když mezi nimi nebude přímá úměrnost a velikost těchto důsledků bude závislá od podmínek lokality. Souvislosti v těchto řadách ukazuje obr. 1.

Přestože se zdá, že důsledky havárie JE komplexně vyjadřuje úhrnná ekonomická újma, jak ukazují zkušenosti černobylské havárie, je hodnocení radiačního faktoru považováno za rozhodující a hlavní článek.

K jeho uplatnění je nezbytný tzv. zdrojový člen, popisující zastoupení a aktivitu radionuklidů unikajících z JE při havárii v závislosti na typu a výkonu reaktoru, druhu havárie a při ní panujících podmínkách včetně účinku funkce protihavarijních systémů a zařízení. Pojem "zdrojový člen" se vyskytuje poprvé ve zmíněné americké Reactor Safety Study a ve všech studiích dalších zemí, které po ní následovaly. K definování zdrojového členu se v rostoucí míře užívá matematické modelování, vycházející ze stále se rozšiřující základny údajů, získaných nebo odvoze-

ných z experimentální sféry a z poznání fyzikální podstaty a dynamiky procesů, které se na úniku radioaktivních látek podílejí a jeho velikost nebo kvalitativní spektrum přímo či nepřímo ovlivňují. Komplexnost a složitost těchto modelů, jakož i jejich univerzálnost umožňuje dnes zadat parametry jaderného zařízení, aktivních a pasivních systémů ochrany a druhu havárie a pomocí těchto modelů získat potřebný zdrojový člen spolu s popisem průběhů důležitých veličin v jednotlivých částech jaderného zařízení. Získaný zdrojový člen může být vyjádřen ve složení a aktivitách plynné frakce, složky aerosolů a dokonce i chemických a fyzikálně chemických forem, v jakých se mohou jednotlivé radionuklidy vyskytovat. Pokud se použije k srovnávacímu hodnocení následků havárie parametr z úrovně zdrojového členu, vybírá se nejčastěji aktivita radiotoxicky nejzávažnějšího radionuklidu, což bývá obvykle ^{131}I z hlediska inhalační expoziční cesty, nebo ^{137}Cs z hlediska příjmu a vnějšího ozáření z depozitu nebo úhrnná aktivita radionuklidů vzácných plynů s málo proměnlivým složením z hlediska vnějšího záření z mraku.

Z částečného nebo úplného zdrojového členu vychází další faktor, kterým je veličina individuální a kolektivní dávky ze záření. Při hodnocení individuální dávky by byl výsledek jednoznačně dán nejmenší vzdáleností JE od osídlení. Proto se více používá veličiny kolektivní dávky podle úplných demografických údajů a prognóz demografického vývoje. Je nezbytné rovněž dohodnout a pro srovnávací hodnocení vždy používat jednotný integrační limit vzdálenosti, který by neměl být příliš velký, aby nebyly sníženy rozdíly rozdělení obyvatelstva u alternativních lokalit. Kolektivní dávku lze arbitrárně hodnotit několika způsoby podle toho, zda se při hodnocení uváží celé území nebo jen některý, zpravidla z pohledu kolektivní dávky nejhorší sektor, nebo několik sektorů.

K hodnotám kolektivní dávky lze dospět výpočtem pomocí jednoduchých i komplexních modelů, obvykle ve dvou krocích. Prvním krokem jsou stanoveny parametry pole záření, daných geometrií a vydatností zdrojů záření v oblaku a v depozitu na zemském povrchu i měrných aktivit radionuklidů ve vzduchu, vodě a složkách potravinových řetězců, které člověk může přijmout do svého organismu. Druhým modelovým krokem je potom vyjádření realizace dávky při těchto podmínkách a její integrace do kolektivní dávky.

K uskutečnění prvního kroku se užívá modelů šíření úniků radioaktivních látek, popisujících jejich transport i transfer ve složkách prostředí k člověku. K vystižení charakteristických vlastností lokalit, které je mnohdy žádoucí, je zapotřebí komplexních modelů, vyžadujících množství vstupních údajů. Souběžně s detailním rozdělením obyvatelstva poskytuje takový přístup podklad pro vyjádření rizika havárie JE jako srovnávacího kritéria při výběru lokalit.

V jednodušších případech, pokud není zájem na rozlišení lokalit, ale spíše typů JE, postačuje k výpočtu kolektivní dávky jako faktoru rizika havárie JE i schématické rozdělení obyvatelstva nebo dokonce i jeho homogenní rozdělení dané průměrnou hustotou.

Z hodnot kolektivní dávky, vztažené k předpokládané nebo skutečně postižené populaci lze jednoduchým přepočtem dospět k úmrtnosti v důsledku akutního účinku ozáření i dlouhodobých účinků ozáření. Výchozí údaje kolektivní dávky v obou případech však vycházejí z rozdílných skutečností. Akutní účinky se mohou projevit jen v časně fázi havárie při vnějším ozáření z mraku a inhalaci radionuklidů v tomto mraku obsažených, v menší míře i krátkodobým vnějším ozářením z depozitu. Dlouhodobé účinky jsou potom důsledkem dávek získaných všemi expozičními cestami za

skutečných nebo předpokládaných podmínek pobytu v postiženém území. Pokud jsou kolektivní dávky vyjádřeny efektivním dávkovým ekvivalentem, lze získat přenásobením příslušnými koeficienty rizika přímo pravděpodobný počet úmrtí a genetických poškození v důsledku havárie JE. K tomuto počtu by však měly být připočteny počty úmrtí a zranění, která jsou důsledkem zavedení protihavarijních opatření, jediné tehdy, jestliže dokáží výrazně snížit počet úmrtí a genetických poškození v důsledku primárního účinku ozáření. Negativní důsledky protihavarijních opatření jsou silně závislé na podmínkách lokality a jejího okolí a podle nich koncipovaných opatření havarijních plánů.

Nejúplněji vyjadřuje a hodnotí následky havárie JE úhrnná sociální a ekonomická újma. Zahrnuje nejen ekonomicky těžko vyčíslitelné ztráty na lidských životech, ale i náklady na léčení a nápravu poškození zdraví a ztrát na pracovní schopnosti, všeobecné ztráty a škody na zařízení JE, zařízení v lokalitě a okolí, ztráty na produkci energie, ztráty na další průmyslové a zemědělské produkci v postižené oblasti, dlouhodobé i krátkodobé provozní i investiční náklady na uskutečnění protihavarijních opatření a na obnovu všech činností v lokalitě i v okolním území. V důsledku toho může být konečné hodnocení vyjádřeno dvěma členy, z nichž první shrnuje počty úmrtí a druhý úhrnnou ekonomickou škodu, ztrátu a náklady.

Je sice možné i počty úmrtí vyjádřit ve formě ekonomické ztráty, avšak tento přístup není plně vystihující.

Jestliže se hodnocení následků havárií JE omezí na stránku radiačního působení, není možné opomenout zásady doporučení ICRP č. 40, kterými by se měla řídit rozhodnutí o havarijních protiopatřeních, regulujících podstatně rozhodující faktor tohoto působení - dávku.

V tomto dokumentu se doporučuje, aby

- zavedení protihavarijních opatření zabránilo vzniku nestochastických účinků ozáření tím, že omezí individuální dávky pod dávkovou úroveň, při které tyto účinky vznikají
- zavedení protihavarijních opatření mělo pozitivní přínos ve snížení rizika vzniku stochastických účinků u jednotlivců
- všeobecný výskyt stochastických účinků byl omezen do takové míry, jak je to dosažitelné snížením kolektivního dávkového ekvivalentu.

Hodnocení následků havárie JE by proto mělo uvážit, že při vzniku havárie JE budou alespoň do určité míry přijata taková havarijní protiopatření, že se podaří podstatně redukovat faktor dávky a kolektivní dávky a tím i zdravotní, sociální a ekonomické újmy.

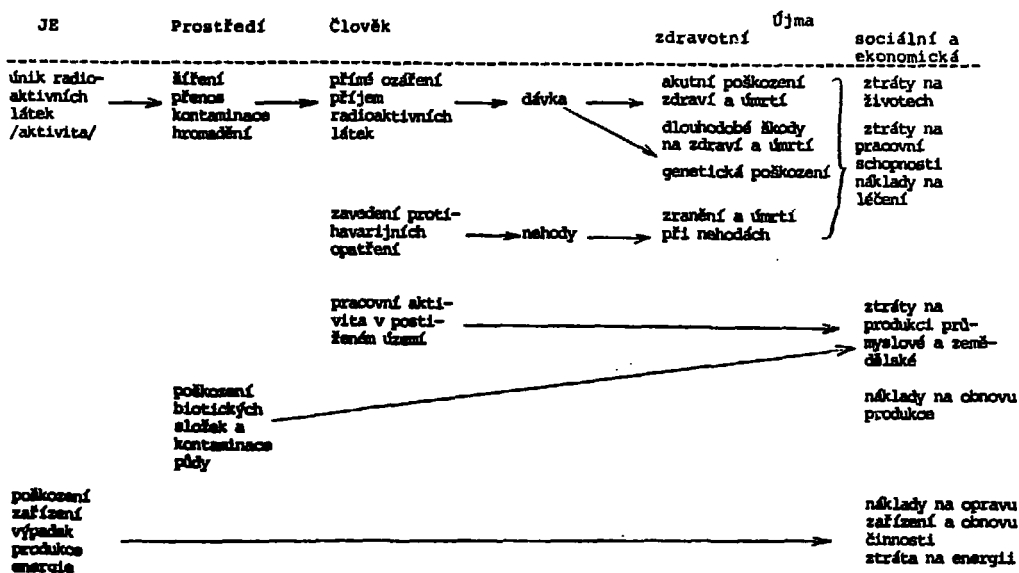
Není to ovšem vedeno snahou, aby riziko havárií JE se jevilo co nejnižší, ale aby toto riziko bylo posuzováno z hlediska dosažitelné skutečnosti.

PŘÍLOHA

- I. Iniciační havárie na JE, které mohou vést k nadprojektové havárii (podle označení ve zprávě WASH-1400)
1. Havárie s únikem chladiva do lokalizačního systému
prasknutí tlakové nádoby reaktoru - R
velký únik - A
střední únik - S_1
malý únik - S_2
2. Havárie s únikem z primárního do sekundárního okruhu
prasknutí kolektoru parogenerátoru - S_3
prasknutí dvou nebo více trubek PG - S_4
3. Přechodové procesy spojené s narušením odvodu tepla z reaktoru
selhání dodávky napájecí vody do PG - T_1
úplný výpadek elektrického napájení - T_2
úplný výpadek elektrického napájení se selháním havarijního napájení - T_3
- II. Systémy, jejichž selhání se podílí na dalším rozvoji havárie
- systém havarijního odstavení reaktoru - E
 - systém pojišťovacích ventilů kompenzátoru objemu - H
 - systém havarijního odvodu tepla z primárního okruhu - G
 - normální systém odvodu tepla z primárního okruhu - F
 - systém snížení tlaku v hermetických prostorech - B
 - systém havarijního chlazení reaktoru - C
- III. Možnosti porušení těsnosti hermetického prostoru
- zvýšená netěsnost hermetického prostoru při havárii - β
 - porušení integrity hermetického prostoru v důsledku:
 - parní exploze - α
 - vodíkové exploze - γ^A
 - převýšení projektového tlaku - ϵ
 - protavení základů prostoru - ξ
 - růst tlaku při vyšších únicích než projektové havárie /V-230/ - ζ

IV. Přehled havarijních řetězců

Výchozí událost	Typ následků		
	1	2	3
Prasknutí TNR /R/	R-β R-ε	R-δ	R-α
velký únik /A/	AC-ε A-β	AB-δ	AB-γ A-ξ
Střední únik /S ₁ /	S ₁ C-ε	S ₁ B-δ	S ₁ B-γ
Malý únik /S ₂ /	S ₂ C-ε	S ₂ B-δ	S ₂ C-α
Prasknutí kolektoru PG /S ₃ /	S ₃ -ε		
Prasknutí 2 a více trubek PG /S ₄ /	S ₄ -ε		
Selhání napájení PG /T ₁ /	T ₁ EH-ε	T ₁ G-δ	T ₁ E-α
Úplný výpadek elektrického napájení /T ₂ /	T ₁ G-ε T ₁ E-ε	T ₂ FG-δ T ₂ FG-γ	
Úplný výpadek elektrického napájení se selháním havarijního napájení /T ₃ /	T ₃ -ε		
Skupina 1 - celková pravděpodobnost	10 ⁻⁶		
2 - " "	10 ⁻⁷		
3 - " "	10 ⁻⁸ - 10 ⁻¹⁰		



Obr. 1 Prvky pro hodnocení následků havárií JE a jejich příčinné souvislosti

Monitorování výpustí, úniků a okolí jaderných elektráren za normálního provozu a při radiační havárii

I. J. Bučina

Centrum hygieny záření Institutu hygieny a epidemiologie

1. ÚVOD

Významné postavení v ochraně před ionizujícím zářením má monitorování, což je soubor měření konaných s cílem ověřit jak jsou plněny požadavky systému limitování dávek, tj. aby nebyly překročeny stanovené limity dávkového ekvivalentu a aby ozáření pracovníků i obyvatel bylo tak nízké jak lze racionálně dosáhnout. Cílem monitorování je také předcházet nadměrnému ozáření včasným zjištěním odchylek od normálních pracovních a provozních podmínek a v případě potřeby poskytnout podklady k léčebným zásahům u závažně ozářených nebo kontaminovaných osob.

Monitorování zahrnuje nejenom vlastní měření, ale i interpretaci neboli vyhodnocování jeho výsledků. Obojí musí být pečlivě předem plánováno a připraveno. Příprava dobrého a účelného monitorovacího programu vyžaduje zhodnocení rizika ozáření při dané činnosti, náležité uplatnění obecných zásad ochrany před zářením i zásad monitorování a využití vhodných měřicích metod a vyhodnocovacích postupů. Monitorovací plán je třeba přezkoumat, dojde-li ke změně podmínek, za kterých byl vytvořen, nebo když taková potřeba vyplývá z výsledků monitorování.

Na ochranu pracovníků je v první řadě zaměřeno monitorování osobní neboli individuální, kterým se zjišťuje míra ozáření jednotlivých osob buď pomocí jimi nošených detektorů či přístrojů (osobních dozimetrů) nebo prostřednictvím měření aktivity radionuklidů v jejich těle či v jimi vylučovaných exkřevtech. S cílem ochrany pracovníků se také uskutečňuje monitorování pracovního prostředí (pole záření, příkony dávkového ekvivalentu, radioaktivní plyny a aerosoly v ovzduší, povrchové kontaminace radionuklidy) a zdrojů záření (účinnost stínění, těsnost uzavřených zařízení). Monitorování zdrojů záření se vzájemně doplňuje se zkouškami jistění zdrojů, zkoušením mechanické a tepelné odolnosti, stínící schopnosti a funkční odolnosti a celistvosti předepsaným u jaderných reaktorů i jiných zdrojů záření, tedy v případě jaderných elektráren se zabezpečením jaderné bezpečnosti.

Na ochranu obyvatel je zaměřeno jednak monitorování výpustí, úniků a někdy i pronikajícího záření z pracovišť se zdroji záření a při dopravě radioaktivních látek a odpadů, jednak monitorování okolního životního prostředí měřením polí záření a aktivity radionuklidů v jeho složkách. Vedle základních kontrolních a varovných cílů má toto monitorování též funkci psychologickou, poskytuje informace obyvatelům a za normálního provozu opakovaně potvrzuje trvajících bezpečnost monitorovaného zdroje jejich možného ozáření.

Zkušenosti ukázaly, že je v závislosti na charakteru rizika ozáření účelné monitorování časově plánovat různým způsobem. Pravidelné neboli rutinní monitorování je buď soustavné nebo se opakuje v každém monitorovacím období či vždy při

určité činnosti. Soustavným monitorováním se zde rozumí buď nepřetržitě nebo velmi časté reprezentativní periodické měření sledované veličiny a u stanovení radionuklidů též měření reprezentativních vzorků odebíraných nepřetržitě, popř. jen periodicky.

Jednorázové monitorování je v první řadě havarijní monitorování, které se uskutečňuje až při radiační nehodě nebo havárii jaderného zařízení a dále speciální monitorování za jiných mimořádných okolností. Operační monitorování se koná v souvislosti s určitou prací s cílem zjistit její přijatelnost z hlediska systému limitování dávek.

Vedle ročních limitů nejvýše přípustného ozáření pro pracovníky a jednotlivce z obyvatelstva uvedených v tab. 1 (uvádíme hodnoty podle navržené novelizace vyhlášek o ochraně zdraví před ionizujícím zářením) se v souvislosti s monitorováním zavádějí v ochraně před zářením ještě další číselné hodnoty menší než stanovené limity. Je to několik druhů referenčních úrovní, jejichž překročení je však pouze podnětem k určité činnosti.

Záznamová úroveň odlišuje hodnoty bezvýznamné od těch, které mají být uchovány. (Při monitorování výпустí a okolí jaderných elektráren se volí záznamová úroveň shodná s nejmenší detekovatelnou hodnotou odlišitelnou od pozadí nebo jiných běžně se vyskytujících hodnot.)

Překročení vyšetřovací úrovně je podnětem k šetření příčin a možných následků včetně zpřesnění interpretačního modelu.

Překročení zásahové úrovně při mimořádné situaci nebo radiační nehodě vyžaduje okamžitá opatření na pracovišti včetně zásahu do pracovního postupu nebo provozu zařízení. Nastalé nebo hrozící překročení akční úrovně při radiační havárii pak vyžaduje okamžitá opatření na ochranu obyvatelstva v okolí.

V praxi je účelné referenční úrovně podobně jako limity vyjadřovat v jiných - lépe měřitelných - veličinách než v jakých jsou vyjádřeny základní limity ozáření. Jedná se pak o odvozené limity a odvozené referenční úrovně spojené se základními limity nebo úrovněmi interpretačním modelem tvořeným souhrnem určitých předpokladů, vztahů a číselných hodnot. Modely s obecnější platností jsou samozřejmě spojeny s větší nejistotou a volí se tak, aby byly spojeny jen s malým rizikem podhodnocení skutečné hodnoty limitované veličiny, a to za cenu jejího poměrně velkého nadhodnocení. Při překročení vyšetřovací úrovně se zjišťují skutečné podmínky ozáření a interpretační model s méně obecnou platností pak lépe odpovídá konkrétní situaci a bude tedy spojen s menším rizikem nadhodnocení.

Pracoviště s ionizujícím zářením lze rozdělit, jakožto zdroje ozáření obyvatel v okolí, do tří úrovní způsobem uvedeným v tab. 2.

U malých zdrojů, což jsou pracoviště s radionuklidovými otevřenými zářiči I. kategorie a většinou i II. kategorie se nevyžadují žádná měření s ohledem na okolí.

U středních zdrojů, což jsou některá pracoviště s otevřenými zářiči II. kategorie a až na řídké výjimky i stávající pracoviště III. kategorie se požaduje periodické měření výпустí doplněné podle okolností občasným měřením v okolí pracoviště. Požaduje se také vybavení pro monitorování při havarijním úniku.

U velkých zdrojů, za které se vždy považují jaderné elektrárny, se požaduje soustavné bilanční měření výпустí a signalizace překročení stanovených referenčních

úrovni ve výpustích. Může-li dojít k havarijnímu úniku (např. do ovzduší) jinými cestami než kde je zajištěno monitorování, musí být zabezpečeno monitorování úniků jinak, třeba telemetrickým systémem v okolí. Dále se požaduje program monitorování v okolí za normálního provozu a při havarijních stavech.

Obecně se požaduje, aby výpusti radionuklidů překračující hodnotu nad níž se pokládají za radioaktivní odpady - ve smyslu navržené novelizace vyhlášek o ochraně zdraví před ionizujícím zářením - byly soustavně monitorovány tak, aby aktivita vypuštěných radionuklidů mohla být porovnána se stanoveným autorizovaným limitem.

U jaderných reaktorů a jiných zařízení a pracovišť s otevřenými zářiči, kde dochází k vypouštění radioaktivních odpadů nebo kde je možnost úniku závažného množství radioaktivních látek do okolí je monitorování výpustí do ovzduší a do vodotečí základní součástí monitorování uskutečňovaného s cílem ochrany obyvatel a životního prostředí v jejich okolí.

Monitorování výpustí se doplňuje monitorováním v okolí jaderných elektráren. Totéž platí i o jiných zařízeních a pracovištích, kde se předpokládá možnost, že vlivem vypouštění radioaktivních odpadů nebo úniku radioaktivních látek dosáhne kolektivní úvazek efektivního dávkového ekvivalentu závažných hodnot nebo dojde k překročení závažného zlomku některého z prvotních limitů u jednotlivců z obyvatelstva (kritická skupina). Monitorování okolního prostředí má však za normálního provozu pouze druhotný význam a jeho hlavní funkcí je utvrdit důkaz o bezpečnosti provozu poskytnutý monitorováním výpustí.

U jaderných elektráren a v ostatních případech, kde nelze v okolí u obyvatel vyloučit možnost překročení některého z prvotních limitů, musí být také zabezpečena připravenost k intenzivnímu monitorování okolí při havarijních stavech. Monitorování za havarijních stavů musí být plánováno a uskutečňováno tak, aby poskytlo spolehlivé informace k vykonání stanovených opatření pro ochranu zdraví obyvatel v okolí. U jaderných elektráren a jinde, kde je možnost, že u některých obyvatel v okolí bude překročena hodnota rovná pětinasobku některého z prvotních limitů pro pracující, musí být součástí havarijního monitorování též měření zabezpečující rychlý odhad možného ozáření obyvatel na celém ohroženém území.

2. MONITOROVÁNÍ ZA NORMÁLNÍHO PROVOZU

Přehled požadavků na soustavné bilanční a signalizační měření výpustí z jaderných elektráren do ovzduší je uveden v tab. 3 a do vodotečí a jiných vodních recipientů v tab. 4. Monitorování výpustí podle původního projektu bylo mnohem jednodušší a neumožňovalo bilanci výpustí a proto se postupně v našich jaderných elektrárnách doplňuje podle uvedených požadavků. K bilančnímu měření výpustí se používá přednostně polovodičová a scintilační spektrometrie gama doplněná radiochemickými separačními postupy. K signalizačním měřením se používá spíše prosté počítání částic záření beta a gama.

Při tvorbě programu monitorování okolí se dává přednost dosažení co nejmenších detekovatelných hodnot před uskutečňováním měření a odběrů s velkou četností a na mnoha místech. Vychází se z poznatku, že velká většina měření neposkytne za normálního provozu výsledky odlišitelné od přírodního pozadí a že je nežádoucí, aby tyto nevýznamné (nulové) hodnoty byly interpretovány jako nedosažení nejmenších detekovatelných hodnot aktivity nebo příkonů dávkového ekvivalentu, které by měly vlivem nedostatečné citlivosti metody (pozadí, účinnost, měřící doba ap.) zbytečně vysoké hodnoty. Při tvorbě monitorovacích programů se vychází také z to-

ho, že cílem přímého měření dávkových ekvivalentů a jejich příkonů není zjišťování přírodních hodnot, ale pouze významných odchylek od nich, očekávaných většinou jen za abnormálních a havarijních stavů. Dále se vychází z toho, že měření přírodních radionuklidů a radionuklidů tvořících globální kontaminaci je při měření aktivity cílem jen do té míry, kdy podstatně ruší stanovení radionuklidů pocházejících ze sledovaného zdroje, což se při použití polovodičové spektrometrie gama projeví při monitorování výpustí a okolí jaderných elektráren jen ve velmi málo.

Je však nutno počítat s tím, že stanovení se nezbytně uskutečňuje na pozadí tvořeném v okolí též radionuklidy z dřívějších výpustí a úniků z jaderné elektrárny nebo i z jiných vzdálených zdrojů, tak jako nyní u nás po havárii černoobylské jaderné elektrárny. (Oproti globální kontaminaci z pokusných jaderných výbuchů je zbytková kontaminace území ^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{90}Sr aj. vlivem této havárie značně nerovnoměrná, což monitorování ještě více ztěžuje.)

Přehled odběrů a měření požadovaných za normálního provozu v okolí jaderné elektrárny uvedený v tab. 5 je vzorem, ze kterého se u nás vychází při tvorbě monitorovacích programů. Počet odběrových míst a četnost odběrů a měření jsou zvoleny tak, aby odpovídaly u nás zaváděnému vybavení laboratoří vnější dozimetrie jaderných elektráren a jejich mobilních stanic. Počítá se s nepřetržitým provozem a plným využitím polovodičových germaniových spektrometrických detektorů i ostatních měřících kapacit.

Monitorování okolí jaderné elektrárny za normálního provozu se zabezpečuje na okolním území až do vzdálenosti 15 až 30 km na schválených trasách a v síti pozorovacích bodů. Za normálního provozu má hlavní význam soustavné měření objemové aktivity radionuklidů v několika místech jejího očekávaného přízemního maxima pomocí velkoobjemových odběrů z ovzduší. Pro hodnocení dlouholetého vlivu je třeba zajistit měření kumulované aktivity radionuklidů v povrchové vrstvě půdy v těchto místech a soustavné měření dávkových ekvivalentů, zejména záření gama jako indikátoru možné kontaminace, v síti 30 až 50 míst. Veškerá měření aktivity se uskutečňují pro jednotlivé závažné radionuklidy pomocí spektrometrických a radiochemických metod. Monitorování okolí za provozu se pro možnost srovnání výsledků doplňuje měřením v jednom až dvou kontrolních bodech vzdálených nejméně 10 km od jaderné elektrárny a uskutečňuje se podle podobného programu jako měření v bezprostředním okolí. Jedním ze srovnávacích bodů je zpravidla sídlo laboratoře pro monitorování okolí. Podobně se postupuje u vodotečí, kde se jeden až dva kontrolní body volí nad místem výpustí do vodoteče.

Monitorování okolí za provozu jaderné elektrárny musí předcházet předprovozní monitorování, které se uskutečňuje v období jednoho až dvou roků před zahájením provozu podle obdobného programu a zásad jako monitorování za provozu a při havarijních stavech. Cílem předprovozního monitorování je získat v nezbytném rozsahu podklady o původním stavu okolí, získat potřebná data a zkušenosti pro pozdější období a prověřit připravenost monitorovacího systému ještě před zahájením provozu. Musí být proto uskutečňováno stejným vybavením, metodami a personálem jako pozdější monitorování za provozu.

Monitorování okolí jaderné elektrárny zabezpečuje za normálního provozu laboratoř vnější dozimetrie jaderné elektrárny. Kontrolní monitorování - ovšem v menším rozsahu - zabezpečuje krajská hygienická stanice.

3. MODELÝ

Výsledek bilančního i ostatního měření výpustí, stejně jako výpusti předpokládané v projektu jaderné elektrárny (bezpečnostní zpráva), se převádějí na údaje o kolektivních a individuálních úvazcích dávkového ekvivalentu pomocí modelů šíření radionuklidů. U nás se k tomuto účelu používá především model Interatomenergo.

Modely zahrnují šíření radionuklidů ovzduším, vodou a potravinovými řetězci. Výsledky modelového výpočtu zahrnují zevní i vnitřní ozáření lidí.

Zdrojovým členem modelu je aktivita radionuklidů v jejich směsi vypouštěné do ovzduší nebo do vody, a to podle výsledků měření nebo předpokladu projektu.

U výpustí do ovzduší je prvním stupněm výpočtu řešení atmosférického disperzního modelu. Nejčastěji se používá gaussovský difúzní model (rozptylové parametry). Modelový výpočet zahrnuje disperzi turbulentní difúzi při daném směru a rychlosti větru a dané kategorii počasí (podle Pasquilla - kategorie A až F) a bere ohled též na drsnost terénu (včetně vlivu budov v okolí zdroje). Dále se modeluje transport radionuklidů z ovzduší na povrch země suchou depozicí vlivem kontaktu ovzduší s půdním povrchem a rostlinstvem (suchý spad) a mokrou depozicí v důsledku atmosférických srážek a jiných vlivů vlhkosti (mokrá spad). Gaussovský model je vhodný pouze pro vzdálenosti do několika desítek kilometrů. Pro výpočty šíření do větších vzdáleností se používají nejčastěji kompartmentové modely (v meteorologii nazývané krabicové nebo boxové) i jiné regionální popřípadě globální modely.

Šíření radionuklidů ve vodním prostředí je modelováno jejich ředěním a transportem vodotečí. Modeluje se také přenos radionuklidů (často reverzibilní) do sedimentů a vodních rostlin i živočichů. Podle okolností zahrnuje model též spodní i jiné vody.

Další částí modelu jsou potravinové řetězce. Při výpočtu se vychází z bilancí zemědělské výroby a spotřeby jednotlivých druhů krmiv a potravin. Transport radionuklidů jednotlivými články potravinových řetězců se nejčastěji vyjadřuje přechodovými koeficienty (koncentračními faktory) danými za předpokladu ustáleného stavu poměrem hmotnostních či objemových aktivit v sousedních člancích řetězce. Pro přechod radionuklidů do rostlin kořenovou cestou je to pak poměr plošné aktivity a objemové aktivity v plodině. Je také možno použít metod systémové analýzy a modelovat transport řetězcem kompartmentů s rychlostními konstantami charakterizujícími rychlost přestupu mezi články řetězce (podobně jako při modelování kinetiky radionuklidů v lidském organismu).

Posledním stupněm je modelování vlastního zevního a vnitřního ozáření lidí.

Zevní ozáření zahrnuje ozáření radionuklidy obsaženými v ovzduší při průchodu mraku, tj. zejména ozáření celého těla fotony gama (geometrie zdroje záření v polo-prostoru), ozáření kůže částicemi beta a také plic částicemi beta z vdechovaných vzácných plynů. Dále zahrnuje ozáření radionuklidy deponovanými na půdním povrchu (též na rostlinstvu, povrchu budov ap.), které s časem klesá, jak radionuklidy pronikají hlouběji do půdy a jsou smývány s povrchů ap. (geometrie zdroje záření ve vrstvě). V úvahu je třeba brát též vliv stínění stěnami po dobu pobytu v budovách.

Vnitřní ozáření je dáno příjmem radionuklidů z ovzduší inhalací radionuklidů obsažených v aerosolech i v plynné formě (elementární jód, metyljodid a jiné organické sloučeniny jódu, tritium aj.). Dále je dáno příjmem ingescí pitné vody a jednotlivých potravin kontaminovaných přímo z ovzduší (spad na listy a plody, inhalace dojníc) nebo prostřednictvím půdy, krmiv, závlahové vody ap. Počítá se také s možností příjmů tritiové vody kůží při koupání.

Příjem radionuklidů inhalací a ingescí se převádí na úvazky dávkového ekvivalentu v podstatě stejnými modely jaké se používají při monitorování vnitřního ozáření pracovníků. Navíc se počítá s tím, že na věku člověka (kojenci, děti, dospělí) závisí významně nejen velikost příjmu, ale i metabolismus a velikost orgánů a tkání a následkem toho se podle věku liší úvazek dávkového ekvivalentu odpovídající jednotkovému příjmu.

Všechny stupně modelu zahrnují ubývání radionuklidů radioaktivní přeměnou v závislosti na čase odpovídajícím trvání transportu od zdroje do určitého místa na zemi, k příslušnému článku potravinového řetězce, a nakonec až k době expozice člověka příslušnými mechanismy.

Při hodnocení výпустí za normálního provozu se vychází samozřejmě z průměrných hodnot všech parametrů modelu.

4. MONITOROVÁNÍ PŘI RADIACNÍ HAVÁRII

Radiační havárie jaderné elektrárny spojené s úniky majícími závažnější následky u okolního obyvatelstva je velmi málo pravděpodobná, přesto však se obecně pokládá za nutné předem připravit soustavu opatření i pro případ hypotetické nadprojektové havárie, jakkoli je její pravděpodobnost malá. Oprávněnost tohoto přístupu potvrdily zkušenosti s haváriemi jaderných elektráren v USA (Three Mile Island) a zejména pak v SSSR (Černobyl).

Systém havarijního monitorování určený zejména pro případ nadprojektové radiační havárie jaderné elektrárny byl u nás podrobně rozpracován a v únoru 1986 byly Komisí vlády ČSSR pro koordinaci opatření při radiační havárii (Vládní havarijní komise - VHK) schváleny směrnice pro monitorování. Ačkoli směrnice počítaly pouze s případem radiační havárie na území ČSSR, přispělo jejich vypracování významně ke zvládnutí problematiky u nás po černobylské havárii. S použitím nově získaných zkušeností byly vypracovány a vládou ČSSR schváleny "Zásady monitorování pro ochranu zdraví obyvatelstva při radiační havárii". Na Zásady navazují "Požadavky na monitorování, budování a vybavování monitorovací sítě ČSSR" s přílohou "Podrobnosti o požadavcích na monitorování, budování a vybavování monitorovací sítě ČSSR".

Monitorování za havarijních stavů musí být podle Zásad plánováno a uskutečňováno tak, aby poskytlo spolehlivé informace k včasnému vykonání neodkladných a některých následných opatření na ochranu obyvatelstva, a současně i tak, aby se zabránilo zbytečnému uskutečnění těchto opatření a případně se umožnilo jejich včasné odvolání. Monitorování nezbytné z hlediska pozdějších a dlouhodobých následků případné havárie se s ohledem na její malou pravděpodobnost neplánuje a zabezpečí se operativně. Monitorování za normálního provozu se musí plánovat a uskutečňovat také s ohledem na to, aby vytvářelo získáváním dat a zkušeností předpoklady pro monitorování za mimořádných a havarijních stavů. Pro účely monitorování za havarijních stavů se získávají podklady měřeními a odběry v místech a trasách, kde se plánuje měření a odběr při havárii, s cílem nalezení průměru a horní meze hodnot vyskytujících se za normálního stavu.

Radiační havárií se podle Zásad rozumí ztráta kontroly nad zdrojem záření, která má za následek nedovolený únik radioaktivních látek a ionizujícího záření vyžadující opatření na ochranu obyvatelstva, a to při havárii jaderného nebo jiného zařízení na území ČSSR nebo mimo území ČSSR s možností zamoření části případně celého území ČSSR. Monitorování je činnost nezbytná pro zjištění a hodnocení radiační havá-

rie, a to měřením veličin charakterizujících ionizující záření a radionuklidy, jakož i jejich šíření a účinky, spolu s vyhodnocováním (interpretací) těchto měření jako podkladu pro rozhodnutí havarijních komisí o zavedení opatření na ochranu zdraví obyvatelstva a ostatních protihavarijních opatření.

Ochranná opatření se zavádějí, lze-li předpokládat, že u obyvatel budou jinak dosaženy hodnoty dávkových ekvivalentů převyšující stanovené akční úrovně.

Pro neodkladná opatření jsou stanoveny akční úrovně uvedené v tab. 6, a to s ohledem na zevní ozáření z procházejícího radioaktivního oblaku a vdechnutí radionuklidů v něm obsažených. S akčními úrovněmi pro neodkladná opatření (pro časnou fázi radiační havárie JEZ) se tedy porovnávají předpokládané dávkové ekvivalenty obdržené v důsledku zevního ozáření a příjmu radioizotopů jódu vdechováním během průchodu radioaktivního oblaku.

Pro následná opatření jsou stanoveny akční úrovně uvedené v tab. 7, a to s ohledem na souhrn všech způsobů ozáření v období jednoho roku po havárii, včetně zevního ozáření z radioaktivního oblaku a depozitu, z vdechování radionuklidů z radioaktivního oblaku i ze znovuzvířené depozitu a z používání zamořených potravin, vody a krmiv. A akčními úrovněmi pro následná opatření (pro střední fázi radiační havárie JEZ) se tedy porovnávají předpokládané dávkové ekvivalenty obdržené v důsledku všech způsobů zevního ozáření a příjmu radionuklidů vdechováním i požíváním během prvního roku po havárii.

Pro doplňující opatření (pro pozdní fázi radiační havárie JEZ) se akční úrovně předem nestanovují. O doplňujících opatřeních se rozhoduje na základě porovnání předpokládaného snížení dávkových ekvivalentů vlivem těchto opatření s náklady a škodami spojenými s jejich zavedením.

Akční úrovně jsou stanoveny rozpětím hodnot dávkových ekvivalentů. Při překročení horní meze rozpětí akčních úrovní je provedení příslušných opatření nezbytné. Při dosažení hodnot v rozpětí akčních úrovní se realizace opatření zvažuje s ohledem na rozsah, proveditelnost a nákladnost opatření a jejich škodlivé důsledky. Opatření se vždy zavádějí po územních celcích.

Měření při radiační havárii se uskutečňuje ve dvou fázích. V první fázi se získávají podklady k rozhodování o neodkladných opatřeních (ukrytí obyvatel, podání jódových preparátů, přemístění obyvatel) a o vybraných následných opatřeních (zákazy týkající se spotřeby potravin a omezení možnosti průniku radionuklidů do nich, opakované podání jódových preparátů aj.). V druhé fázi monitorování se získávají podklady pro rozhodování o ostatních následných opatřeních (upřesňování a odvolávání zákazů týkajících se spotřeby potravin a omezení průniku radionuklidů do nich, omezení běžného života obyvatel na zasaženém území s ohledem na zevní ozáření aj.) a o doplňujících opatřeních (hodnocení dávek u obyvatel, příkazy ke způsobu využití nebo zničení zdravotně závadných potravin a jiných látek a předmětů, přesídlení obyvatel aj.). V první fázi se předpokládají měření jednoduchými způsoby, a to zejména dávkových příkonů a dávek záření gama. Ve druhé fázi musí měření umožnit stanovení velmi nízkých hodnot veličin, a to v podstatě stejnými způsoby jaké se používají za normálního provozu jaderné elektrárny."

Činnost monitorovací sítě koordinuje a při havárii přímo řídí Ústředí monitorovací sítě ČSSR, a to podle pokynů a požadavků Vládní havarijní komise a pod společným vedením hlavního hygienika ČSR a hlavního hygienika SSR. Funkcí Ústředí a mezi-resortní referenční laboratoře pro veškerá měření při radiační havárii vykonává po-

dle usnesení předsednictva vlády ČSSR č. 101 z 10.7.1986 Centrum hygieny záření Institutu Hygieny a epidemiologie v Praze. Pro vyhodnocování výsledků monitorování, prognózu následků havárie a formulací návrhů na opatření je při Ústředí zřízena vyhodnocovací skupina složená z předních odborníků.

Složkami monitorovací sítě jsou pro případ radiační havárie vyčleněné útvary organizací mnoha resortů přehledně uvedené v tab. 8. Cíle činnosti jednotlivých složek ve vztahu k ochranným opatřením jsou uvedeny v tab. 9.

Monitorování v okolí jaderné elektrárny koordinuje k tomu účelu ustavená operativně řídicí skupina a je zabezpečováno z počátku samotnou laboratoří vnější dozimetrie JE postupně posilovanou na místo radiační havárie přesunutými mobilními skupinami jaderné energetiky i hygienické služby.

Monitorování v krajích koordinuje a rozhodujícím podílem zabezpečuje hygienická služba.

Monitorování se uskutečňuje podle vzorových plánů schválených VHK na návrh Ústředí monitorovací sítě ČSSR. Monitorovací plány se dělí na plány monitorování krajů ve vztahu ke vzdálenějším haváriím vzniklým u nás nebo v cizině a na plány monitorování okolí jaderné elektrárny nebo jiného jaderného zařízení. Při monitorování okolí se pro první fázi monitorování podrobně plánuje činnost všech složek, a to do vzdálenosti 30 km od jaderného zařízení. Pro druhou fázi monitorování a doplňující monitorování prostředky speciální dozimetrie CO se plánuje do 60 km, avšak uvádí se pouze seznam účastnících se složek a jejich skupin.

Činnost složek monitorovací sítě je ve zkratce naznačena v tab. 10.

Pro případ radiační havárie jaderné elektrárny musí být zajištěna možnost stanovení aktivity radionuklidů v plynné, jódové, vodní a aerosolové složce, které by se nacházely v prostoru ochranné obálky (kontejnmentu) nebo mokré kondenzace (barbotáže). Pro případ havarijní situace spojené s únikem do ovzduší cestou mimo ventilační komín musí být jaderná elektrárna vybavena teledozimetrickým systémem, který se skládá alespoň z jednoho kruhu stanic rozmístěných úhlově rovnoměrně v bezprostřední blízkosti okolo jaderné elektrárny. Tento kruh musí zahrnovat počet stanic dostatečný pro měření i za nepříznivých povětrnostních podmínek, kdy bude únik do ovzduší málo rozptýlován. Je účelné, aby kruhový systém byl doplněn stanicemi v blízkých sídlištích. Veškeré vybavení musí být schopno měřit v celém předvídatelném rozsahu od hodnot pozadí do hodnot možných při nadprojektové havárii.

Měření a odběry v okolí havarovaného jaderného zařízení zajišťují rychlé mobilní a letecké skupiny i ostatní mobilní složky monitorovací sítě. Měření odebraných vzorků a sebraných dozimetrů provádějí laboratorní skupiny. Skupiny tvoří vzájemně spolupracující složky postižené jaderné elektrárny, ostatních jaderných elektráren, hygienické služby a odborně příslušných výzkumných pracovišť (IHE, VÚPL, VÚJE). Systém měření se doplňuje využitím vybraných prostředků speciální dozimetrie civilní obrany. Měření se také účastní pracoviště hydrometeorologických ústavů, vodohospodářská pracoviště, veterinární služba, výzkumné ústavy a některá další pracoviště. Důležitou složkou monitorování v případě radiační havárie jaderné elektrárny je získávání meteorologických informací nezbytných pro interpretaci výsledků a předpověď dalšího vývoje situace.

Povinností provozovatele jaderného zařízení je neprodleně hlásit, že nastala či hrozí radiační havárie. Podle dosažených mezinárodních dohod existuje vzájemná povinnost států oznamovat havárii též do zahraničí. Vedle toho má povinnost hlásit

havárii každý, kdo ji zjistí (prostřednictvím stálé služby hydrometeorologického ústavu). Cestou HMÚ se také aktivuje nezbytná část monitorovací sítě a informuje Ústředí již při podezření, že nastal nebo hrozí únik radionuklidů z JE, tj. bez ohledu na to, zda se podezření potvrdí a bude skutečně ohlášena radiační havárie či nikoli. Podrobnosti o aktivaci monitorovací sítě jsou zřejmé z tab. 11. Aby však byla včas spolehlivě zjištěna i nehlášená havárie, jsou součástí monitorovací sítě nepřetržitě pracující monitorovací místa ovzduší na meteorologických stanicích, krajských hygienických stanicích i jinde.

Pro hodnocení následků havarijního úniku se používají v podstatě stejné modely jako pro hodnocení výpustí za normálního provozu jaderného zařízení. Při vyhodnocování výsledků měření v systému havarijního monitorování se používají různé varianty těchto modelů umožňující předpověď šíření radionuklidů za dané meteorologické situace.

Při výpočtu následků spojených s výpustmi za mimořádného stavu nebo při radiační havárii jaderné elektrárny se ovšem počítá s určitými (aktuálními) hodnotami odpovídajícími situaci při nastalé nebo bezprostředně hrozící havárii či při havárii předpokládané (v bezpečnostní zprávě). To se týká v prvé řadě rychlosti směru větru a kategorie počasí při hodnocení situace bezprostředně po havárii a pro období následující, pak hodnot v potravinových řetězcích odpovídajících dané roční době.

Vedle složitých modelů vyžadujících řešení samočinným počítačem jsou nezbytné i jednoduché modely pro rychlou interpretaci výsledků řešení. Zvláště užitečný je zde poznatek odvozený z atmosférických disperzních modelů, a to, že dávkový ekvivalent způsobený průchodem oblaku s uniklými radionuklidy klesá při přízemním úniku se vzdáleností od zdroje (místa úniku) umocněnou na 1,5 až 1,7 (menší hodnoty platí pro kategorie počasí s menší disperzí - kategorie F, inverze). Totéž platí o časovém integrálu objemové aktivity radionuklidů (jód ap.).

Při skutečně nastalé havárii ztrácí ovšem zdrojový člen na významu a většina výpočtů a hodnocení vychází z výsledků monitorování dávkových ekvivalentů a jejich příkonů, aktivity radionuklidů v ovzduší, půdě, vodě, krmivech a potravinách i z měření vnitřní kontaminace lidí a používají se pak jen navazující části modelů, jak potvrdily rozsáhlé zkušenosti z monitorování následků černobylské havárie.

Tabulka 1 ROČNÍ LIMITY OZÁŘENÍ

Prvotní limity	pro pracovníky	pro jednotlivce z obyvatelstva
limit efektivního dávkového ekvivalentu	50 mSv	1 mSv (v jednotlivém roce: 5 mSv)
limit dávkového ekvivalentu v oční čočce	150 mSv	50 mSv
limit dávkového ekvivalentu v ostatních jednotlivých tkáních a orgánech	500 mSv	50 mSv
Druhotné limity	pro pracovníky	
limit pronikavého osobního dávkového ekvivalentu	50 mSv	
limit povrchového osobního dávkového ekvivalentu	500 mSv	
limit příjmu radionuklidů vdechováním	Aktivita v Bq - různá podle 50-ti ročního úvazku dávkového ekvivalentu spojeného s příjmem	
limit příjmu radionuklidů požíváním		

Tabulka 2 ZÁVAŽNOST ZDROJE VÝPUSTÍ A ÚNIKŮ RADIONUKLIDŮ PODLE PŘEDPOKLÁDANÉHO DÁVKOVÉHO EKVIVALENTU ZA NORMÁLNÍCH A HAVARIJNÍCH SITUACÍ S OHLEDEM NA JEHO MONITOROVÁNÍ

Úroveň závažnosti zdroje	Předpověď dávkového ekvivalentu		
	Normální situace		Havarijní situace
	roční dávkový ekvivalent (úvazek); jednotlivci z kritické skupiny	kolektivní úvazek dávkového ekvivalentu z ročního provozu	dávkový ekvivalent; jednotlivci z kritické skupiny
vysoká	> 100 μ Sv	> 1 000 Sv	> 10 mSv
střední	10 až 100 μ Sv	10 až 1 000 Sv	0,1 až 10 mSv
nízká	< 10 μ Sv	< 10 Sv	< 0,1 mSv

Tabulka 3 MONITOROVÁNÍ VÝPUSTÍ Z JADERNÉ ELEKTRÁRNY DO OVZDUŠÍ (všechny odběry ve ventilačním komíně)

Druh monitorování		Složka							
		Aerosoly		Jód		Vzácné plyny		Vodní pára	
		odběr	měření	odběr	měření	odběr	měření	odběr	měření
Rychlé signalizační		-	-	N-M	N-S	N-M	N-S	-	-
Signalizační		N-M	Z-C	N-M	Z-C	N-M	N-C	-	-
Bilanční	jednotlivé vzorky	N-V	P-G(R)	N-V	P-G/S	N-V	P-G/S	N-M	P-T
	složené vzorky	N-V	P-G, R	-	-	-	-	-	-
	speciální vzorky	-	-	[N-V]	[P-J]	[N-V]	[P-A]	-	-
Doplňující bilanční		(P)	(P-G, R)	(P)	(P-G)	P	P-G	(P)	(P-T)

- N - nepřetržitý odběr nebo měření
P - periodický nebo občasný odběr nebo měření
Z - zpožděné měření (po vymření krátkodobých radionuklidů)
M - malý průtok (okolo 1 m³/h)
V - velký průtok (okolo 100 m³/h pro aerosoly a 10 m³/h pro ostatní)
S - scintilační měření sorbovaného ¹³³Xe a ¹³⁵Xe nebo ¹³¹I a dalších
C - měření celkové aktivity systémem Kalina ap.

- G/S - nízkopozadová polovodičová nebo scintilační spektrometrie gama
G - nízkopozadová polovodičová spektrometrie gama
R - nízkopozadové měření záření beta nebo alfa radiochemicky separovaného stroncia, transuranů ap.
T - nízkopozadové měření tritia kapalnými scintilátory ap.
J - stanovení ¹²⁹I
A - stanovení ¹⁴C a ⁸⁵Kr
(...) odběr nebo měření při překročení vyšetřovací úrovně
[...] uskutečňuje se podle technických možností

Tabulka 4 MONITOROVÁNÍ VÝPUSTÍ Z JADERNÉ ELEKTRÁRNY DO VODOTEČI

Druh monitorování		Složka			
		rozptýlené a rozpuštěné látky		voda	
		odběr	měření	odběr	měření
Regulační před vypuštěním kontrolních nádrží		P	P-B	-	-
Signalizační před retenčními nádržemi		N	N-S	-	-
Kontrolní za retenčními nádržemi		N	N-S	-	-
Bilanční	jednotlivé vzorky z kontrolních nádrží	P	P-G(R)	P	P-T
	jednotlivé vzorky z odpadního kanálu	N	P-G(R)	P	P-T
	slévané vzorky z odpadního kanálu	N	P-G, R	-	-
Doplňující bilanční		(P)	(P-G, R)	(P)	(P-T)

- N - nepřetržitý odběr nebo měření
P - periodický nebo občasný odběr nebo měření
B - měření aktivity beta
S - měření scintilačním detektorem ap.
G - nízkopozadová polovodičová spektrometrie gama
R - nízkopozadové měření záření beta nebo alfa radiochemicky separovaného stroncia, transuranů ap.
T - nízkopozadové měření tritia kapalnými scintilátory
(...) odběr nebo měření při překročení vyšetřovací úrovně

Tabulka 5 MONITOROVÁNÍ OKOLÍ JADERNÉ ELEKTRÁRNY

Odběr nebo měření		Typ stanovení	Počet míst	Šetrost stanovení za rok
Druh	Místo			
Termoluminiscenční dozimetrie	obce	H	30 až 50	4
Telemetrie	okruh okolí JE	A	48 až 64	nepřetržitě
Přenosné přístroje	trasy	A	podle harmonizovaného plánu	1
Přenosný spektrometr	stanice a odpad. kanál	G	6 až 9	4
Aerosoly-velkoobjemový odběr z ovzduší	stanice	GR	5 až 8	52
Jód - velkoobjemový odběr z ovzduší	stanice	J	5 až 8	52
Atmosférický spad	stanice	GR	5 až 8	4
Půda - 2 vrstvy, popř. i sníh	stanice	GR	5 až 8	1
Tráva a pícniny	pole	GR	2 až 4	1
Potravinářské plodiny - 4 až 6 druhů	pole	GR	2 až 4	1
Mléko	sběrna	GJ	2 až 5	26
Povrchová voda	vodoteč	T,GR	4 až 7	1 nebo 4
Vodní sedimenty	vodoteč	GR	4 až 7	1 nebo 4
Ryby	vodoteč	GR	1	1
Pitná voda	vodárny a studny	T,GR	5 až 8	
Průsaková voda	kontrolní vrty u JE	T,GR	podle projektu	1

- H - dávkový ekvivalent záření gama měřený termoluminiscenčními dozimetry $CaSO_4$; Dy nebo $CaSO_4$:Tm
- A - příkon dávkového ekvivalentu záření gama
- G - terénní polovodičová spektrometrie gama (u telemetrie též časový integrál objemové aktivity radioizotopů jódu)
- GR - nízkopozadová polovodičová spektrometrie gama jednotlivých a spojených vzorků, doplněná při zvýšených hodnotách nízkopozadovým měřením záření beta nebo alfa radiochemicky separovaného stroncia, transuranů ap.
- J - měření ^{131}I scintilační nebo polovodičovou spektrometrií gama
- GJS - nízkopozadová polovodičová spektrometrie gama a nízkopozadové měření záření beta radiochemicky separovaného ^{131}I a ^{90}Sr , popř. i ^{89}Sr
- T - nízkopozadové měření tritia kapalnými scintilátory apod.

Tabulka 6 AKČNÍ ÚROVNĚ PRO NEODKLADNÁ OPATŘENÍ

Opatření	rozpětí dávkových ekvivalentů (mSv)	
	efektivních	v jednotlivých orgánech
Ukrytí a jódová profylaxe	5 až 50	50 až 500
Přemístění obyvatelstva	50 až 500	500 až 5 000

Tabulka 7 AKČNÍ ÚROVNĚ PRO NÁSLEDNÁ OPATŘENÍ

Opatření	rozpětí dávkových ekvivalentů (mSv)	
	efektivních	v jednotlivých orgánech
Regulace spotřeby zamořených potravin, vody a krmiv	5 až 50	50 až 500
Přesídlení obyvatelstva	50 až 500	nestanovuje se

Tabulka 8 SLOŽKY MONITOROVACÍ SÍTĚ A JEJICH ZABEZPEČENÍ ORGANIZACEMI

	- Jaderná elektrárna (JE)	- Laboratoř vnější dozimetrie JE	- Výzkumný ústav jaderných elektráren	- Institut hygieny a epidemiologie, výzkumný ústav preventivního lékařství	- Krajská hygienická stanice - kraj s JE	- Krajská hygienická stanice - kraj bez JE	- Hygienická stanice hl.města	- Ústav hygieny práce v uranovém průmyslu	- Okresní hygienická stanice	- Geofyzika a Slovař	- Ministerstvo vnitra ČSSR - letecká správa	- Hydrometeorologické ústavy	- Podniky povodí (Podniky vodovodů a kanalizací)	- Státní veterinární ústavy	- Určené složky MNO ČSSR	- Výzkumné ústavy veterinární, vodohospodářské, ČSRAE, ČSAV, MNO ČSSR, vysoké školy	- Ústřední celní správa	- Nevojenská část CO	- Ministerstvo dopravy a spojů
Měření výpustí z JE do ovzduší a vodotečí	+																		
Měření v hlavním výrobním bloku JE	+																		
Telemetrie úniků z JE	+																		
Rychlé mobilní skupiny JE	+	+																	
Mobilní skupiny pro monitorování okolí JE		+	+	+					+										
Mobilní skupiny pro monitorování území krajů						+	+	+											
Rychlé letecké skupiny												+							
Letecká skupina											+								
Meteorologická služba													+						
Laboratorní skupiny pro monitorování úniků a okolí JE a území krajů		+	+	+	+	+	+	+											
Laboratorní skupiny pro vnitřní kontaminaci	+			+															
Specializované a posilové laboratorní skupiny																+			
Měřicí místa kontaminace ovzduší		+		+	+	+	+	+					+						
Měřicí místa kontaminace vody														+					
Měřicí místa kontaminace potravin															+				
Měřicí místa na uzávěrách a na hranicích																+		+	+
Měřicí místa ČSLA a vojenské části CO															+				
Doplňující monitorování prostředky speciální dozimetrie nevojenské části CO																			+
Posilové mobilní skupiny	+		+	+	+	+	+	+	+										
Spojovací a dispečerské skupiny	+	+	+	+	+	+	+	+											

Tabulka 9 CÍLE ČINNOSTI SLOŽEK MONITOROVACÍ SÍTI

	- Signalizace úniků	- Kvantitativní hodnocení úniků a očekávaného ozáření obyvatel	- Kvantitativní hodnocení možných úniků a očekávaného ozáření obyvatel	- Vymezení zón neodkladných a některých následných opatření	- Vymezení zón ostatních následných a doplňujících opatření	- Upřesnění ochranných opatření	- Pomoc ostatním složkám
Měření výпустí z JE do ovzduší a vodotečí	+	++					
Měření v hlavním výrobním bloku JE	+		+				
Telemetrie úniků z JE	+	++					
Rychlé mobilní skupiny JE		+		++			
Mobilní skupiny pro monitorování okolí JE		+		++	++	+	
Mobilní skupiny pro monitorování území krajů		+		+	++	+	
Rychlé letecké skupiny		+		++	+		
Letecká skupina					++		
Meteorologická služba		+	+	++	++		
Laboratorní skupiny pro monitorování úniků a okolí JE a území krajů				+	++	++	
Laboratorní skupiny pro vnitřní kontaminaci					++	++	
Specializované a posilové laboratorní skupiny					+	++	
Měřicí místa kontaminace ovzduší	+			++	+		
Měřicí místa kontaminace vody					+	++	
Měřicí místa kontaminace potravin					+	++	
Měřicí místa na uzávěrách a na hranicích						++	
Měřicí místa ČSLA a vojenské části CO	+			++	+	+	
Doplňující monitorovací prostředky speciální dozimetrie nevojenské části CO				++			
Posilové mobilní skupiny							++
Spojovací a dispečerské skupiny							++

++ Hlavní cíle činnosti

+ Doplňující nebo dočasné cíle činnosti

Tabulka 10 ČINNOST SLOŽEK MONITOROVACÍ SÍŤE

	- Odběry a měření aktivity radionuklidů v ovzduší	- Měření dávkového přínosu	- Měření povrchové kontaminace radionuklidy	- Polovodičová spektrometrie gama	- Radiochemická analýza	- Rozmísťování termoluminiscenčních dozimetrů	- Odečítání termoluminiscenčních dozimetrů	- Odběry vzorků potravin a krmiv	- Odběry vzorků ovzduší	- Odběry vzorků půdy	- Odběry vzorků vody	- Jednoduchá měření aktivity radionuklidů	- Meteorologická měření	- Spojení a koordinace
Měření výpustí z JE do ovzduší a vodotečí	+													
Měření v hlavním výrobním bloku JE	++	++												
Telemetrie úniků z JE	+	++												
Rychlé mobilní skupiny JE	++	++				++								
Mobilní skupiny pro monitorování okolí JE	++	++	++	+		++		+	+	+	+			
Mobilní skupiny pro monitorování území krajů	++	++	++	+		++		+	+	+	+			
Rychlé letecké skupiny		++	+						+					
Letecká skupina		+	++											
Meteorologická služba													++	
Laboratorní skupiny pro monitorování úniků a okolí JE a území krajů				++	++		++							
Laboratorní skupiny pro vnitřní kontaminaci				++	++									
Specializované a posilové laboratorní skupiny				++	++		++							
Měřicí místa kontaminace ovzduší		++							++			+		
Měřicí místa kontaminace vody												++		
Měřicí místa kontaminace potravin												++		
Měřicí místa na uzávěrách a na hranicích		+	++											
Měřicí místa ČSLA a vojenské části CO		++	+						+			+		
Doplňující monitorování prostředky speciální dozimetrie nevojenské části CO		++												
Posilové mobilní skupiny						++		++	++	++	++			
Spojovací a dispečerské skupiny														++

++ Hlavní cíle činnosti

+ Doplnující nebo dočasné cíle činnosti

Tabulka 11 AKTIVACE SLOŽEK MONITOROVACÍ SÍTĚ

	- Pracuje nepřetržitě	- Aktivuje se ihned při zjištění nastalého nebo hrozícího úniku (před ohlášením radiální havárie)	- Aktivuje se po ohlášení nastalého nebo hrozícího úniku (radiální havárie) cestou CO	- Aktivuje se po ohlášení radiální havárie při nastalém nebo hrozícím rozšíření úniku do kraje	- Je v pohotovosti nepřetržitě	- Je v pohotovosti po ohlášení radiální havárie	- Zřizují se po ohlášení radiální havárie a vyhlášení uzávěr
Měření výpusť z JE do ovzduší a vodotečí	+						
Měření v hlavním výrobním bloku JE	+						
Telemetrie úniků z JE	+						
Rychlé mobilní skupiny JE		+					
Mobilní skupiny pro monitorování okolí JE			+				
Mobilní skupiny pro monitorování území krajů				+			
Rychlé letecké skupiny		+					
Letecká skupina						+	
Meteorologická služba	+						
Laboratorní skupiny pro monitorování úniků a okolí JE a území krajů			+				
Laboratorní skupiny pro vnitřní kontaminaci			+				
Specializované a posilové laboratorní skupiny			+				
Měřicí místa kontaminace ovzduší	+						
Měřicí místa kontaminace vody				+			
Měřicí místa kontaminace potravin				+			
Měřicí místa na uzávěrách a na hranicích							+
Měřicí místa ČSLA a vojenské části CO	+			+			
Doplňující monitorovací prostředky speciální dozimetrie nevojenské části CO							
Posilové mobilní skupiny			+			+	
Spojovací a dispečerské skupiny					+		

Účinky ionizujícího záření na lidský organismus

V. Klener

Centrum hygieny záření Institutu hygieny a epidemiologie

Otázka zdravotních důsledků působení ionizujícího záření má v rámci přednáškového cyklu o bezpečnosti jaderných elektráren a jejich vlivu na životní prostředí ústřední význam. Vždyť pod bezpečností provozu rozumíme garanci, že právě zdraví pracovníků jaderných zařízení i obyvatel v okolí je přiměřeně chráněno a i vliv na životní prostředí chápeme především z hlediska jeho zprostředkovaného působení na zdraví člověka. Stručný přehled účinků ionizujícího záření na člověka je poťán ve třech oddílech:

1. Účinky ionizujícího záření na molekulární a buněčné úrovni.
2. Charakteristika časných a pozdních zdravotních poškození člověka v důsledku ozáření.
3. Zobecnění biologických poznatků ve vztahu ke kritériím a principům ochrany zdraví.

1. ÚČINKY IONIZUJÍCÍHO ZÁŘENÍ NA MOLEKULÁRNÍ A BUNĚČNÉ ÚROVNI

K pochopení účinků ionizujícího záření na zdraví člověka je třeba načrtnout některé mechanismy, jimiž toto záření působí změny v živé hmotě. Základním efektem je ionizace molekul, od níž se odvíjejí další změny vedoucí k stabilizovanému poškození biochemických struktur. Živá hmota se liší od neživých látek tím, že její funkce a struktury jsou složité a stupňovitě organizovány, takže jednotlivé elementární objemy buňky se svým významem značně odlišují. Nejvýznamnější strukturou v buňce je jádro, které obsahuje jako hlavní biochemický substrát molekuly kyseliny deoxyribonukleové (DNA). Každá tato molekula je složitý polymer, velmi dlouhé a zákonitě svinuté dvojvlákno, v jehož průběhu jsou uloženy biochemické signály kódující přesný program pro životní funkce buňky i pro tvorbu identických dceřiných buněk, které mohou vzniknout buněčným dělením. Je zřejmé, že nejvýznamnější důsledky má ionizační "zásah" do tohoto programového vybavení buňky a skutečné poškození molekuly DNA je pokládáno za vlastní prvotní biologické poškození. Změna vyvolaná ozářením v molekule DNA může mít pro osud buňky a buněčných společenství dvojitý význam. Hrubé narušení molekuly DNA, např. zlom dvojvlákna, může být neslučitelné s dalším životem buňky, zejména může znemožňovat další buněčné dělení a způsobovat tak úbytek buněk v příslušné populaci. Ozáření tedy může vést k reprodukční smrti buněk, která se uplatňuje jako rozhodující mechanismus časných poškození z ozáření. Jiný typ poškození DNA spočívá v takové změně signálu v programu životních dějů buňky, že buňka je v určité funkci modifikována, je nositelkou atypických "vlastností". Životnost buňky a schopnost jejího dalšího opakovaného dělení zůstává přitom zpravidla zachována, takže zkomolený kód a tím i atypie buněk se přenáší na buněčné potomstvo. Toto je podstatou genetické mutace, která pokud postihuje pohlavní buňky může vést k narušení zdraví dětí, vnuků i dalších generací, pokud postihuje buňky

jiných tkání těla (krvetočrvených orgánů, výstelkové tkáně) může být chápána v úzkém vztahu k procesu kancerogeneze, tedy ke vzniku zhoubného nádoru jako pozdního účinku ozáření.

K porozumění účinkům ionizujícího záření je třeba věnovat zvláštní pozornost také vztahu dávky, která charakterizuje stupeň ozáření jednotlivých tkání a orgánů popřípadě lidského organismu jako celku, a účinku záření. Vztah dávky a účinku se táhne jako červená nit veškerým bádáním o biologických účincích záření a má i velký praktický význam. Velká řada experimentálních prací na zvířatech a rozsáhlé studie na kolektivech lidí vedly k objasnění kvantitativních vztahů mezi dávkou a účinkem, takže při dostupnosti informace o stupni ozáření (o obdržené dávce) lze vyslovit i předpověď možných biologických důsledků. Proto i v dalším výkladu budou pro každý popisovaný efekt uvedeny i podmínky ozáření, za nichž vzniká. Je třeba přitom poznamenat, že na veličinu "dávka", která charakterizuje hustotu ionizací v látce, je možno převést ozáření způsobené kterýmkoliv druhem ionizujícího záření. Také při vnitřní kontaminaci, která spočívá v proniknutí radioaktivních látek do organismu vdechnutím, požitím nebo povrchem těla, je konečným důsledkem ozařování jednotlivých tkání, které lze rovněž popsat veličinou "dávka". Jednotkou dávky je gray (Gy) a platí pro ni pokud jde o záření gama nebo X přibližný převodní vztah k dříve užívané jednotce expozice rentgen (R): 1 Gy odpovídá 100 R.

2. CHARAKTERISTIKA ČASNÝCH A POZDNÍCH ZDRAVOTNÍCH POŠKOZENÍ ČLOVĚKA V DŮSLEDKU OZÁŘENÍ

Ve vztahu k nehodám se zdroji záření jsou v popředí zájmu časné, bezprostřední účinky ozáření. O nich je pojednáno na prvním místě. Pro osoby ozářené nižšími dávkami jsou hlavním rizikem pozdní změny, k nimž patří zejména zhoubné nádory a genetické poškození potomstva. Zvláštní kategorii představuje ozáření vyvíjejícího se plodu v těle matky.

2.1 Akutní nemoc z ozáření

Nejzávažnějším časným poškozením je akutní nemoc z ozáření, která se rozvíjí po celotělovém ozáření vyšší dávkou. Dále uvedený popis odpovídá rovnoměrnému (uniformnímu) ozáření, kdy je celé tělo ozářeno víceméně stejnou dávkou. V reálných podmínkách nehod je však rozložení dávek v těle značně nerovnoměrné a projevy se mohou odlišovat od typického průběhu podle toho, které krajiny těla jsou ozářeny či naopak stíněny. V závislosti na stupni ozáření převládají v klinickém obraze příznaky poškození krvetočrvených orgánů, trávicího ústrojí nebo centrálního nervového systému.

Krevní (hematologický) typ akutní nemoci z ozáření vzniká po celotělovém ozáření dávkou asi 2 až 6 Gy. Jeho průběh lze rozdělit na několik období. V prvním dni po ozáření vystupují všeobecné neurčité příznaky (nevolnost, skleslost), jejichž pravidelnou složkou je zvracení. Tyto projevy jsou zřejmě důsledkem přechodné ztráty funkční rovnováhy organismu v důsledku ovlivnění regulačních soustav. Další období jednoho až dvou týdnů je v podstatě bez příznaků (období latence) a přechází do období rozvoje onemocnění charakterizovaného zejména projevy mikrobiálního rozsevu (sepsy) a krvácení. Postižený má teploty, trpí krvácením z dásní nebo krvácením do kůže, ubývá na váze pro nechutenství a průjmy, může mít zřetelná ložiska na sliznici úst a hltanu. V krevním obraze je výrazný pokles bílých krvinek, týkající se už od prvních dnů jedné jejich složky - lymfocytů, později i další složky - neutrofilů. Klesá i počet krevních destiček a popřípadě i červených krvinek. Pokud

dávka není příliš veliká, nastupují po 6 až 8 týdnech známky pomalého zlepšování. Ze zachovalých ostrůvků kmenových buněk krvetvorby v kostní dřeni dochází dělením a zráním k doplňování chybějících krvinek v obvodové krvi. Je-li dávka záření vyšší, tj. mezi 6 a 10 Gy, je celý průběh bouřlivější, nevolnost a zvracení se objevují za několik málo hodin po ozáření, období latence je kratší, průběh vlastního onemocnění je velmi těžký a vede k smrti kolem 20. až 30. dne, pokud nebyla zahájena všestranná intenzivní individuální léčba.

Při dávkách kolem 10 Gy a vyšších se objevují v průběhu nemoci z ozáření nové kvalitativní rysy. Časné příznaky jsou značně vystupňované a závažné obtíže vystoupí už 4. až 6. dne po ozáření, tj. dříve než se objeví příznaky krevní. Tato tzv. střevní (gastrointestinální) forma akutní nemoci z ozáření je charakterizována krvavými průjmy, závažnou poruchou hospodaření tekutinami a minerálními látkami. Může dojít i k závažným komplikacím bezprostředně ohrožujícím život, jako je střevní proděravění nebo střevní zástava (ileus). Tyto projevy mají prvotní příčinu v odumření buněk střevní výstelky. Zánikem výstelky střevní se obnažuje vnitřní povrch střeva a tak dojde k dalším komplikacím. Přežije-li postižený 7 až 10 dnů, projeví se ovšem v plné míře i příznaky poškození krvetvorných orgánů. Při dávkách v úrovni několika desítek Gy proběhne akutní nemoc z ozáření pod obrazem nervové formy. Bezprostředně po ozáření se dostaví psychická desorientace a zmatenost, porucha koordinace pohybů, křeče a konečně hluboké bezvědomí. Smrt nastane do několika hodin nebo dnů.

Závažnost průběhu akutní nemoci z ozáření a vyhlídky na přežití jsou příznivě ovlivněny stíněním určité části těla. Z hlediska krvetvorby je důležité zachování ostrůvků krvetvorné kostní dřene ve stíněných částech, neboť odtud může vycházet obnova funkce celého krvetvorného systému v důsledku samovolného přenášení nepoškozených kmenových buněk krevní cestou do míst, kde kostní dřev je ozářením poškozena. Tyto přenesené kmenové buňky se v poškozených oblastech mohou uchytit, dále rozmnožovat a tak umožnit rychlou obnovu krvetvorby v celém dřevěném systému.

2.2. Časné účinky místní

Z lokálních účinků je třeba věnovat největší pozornost kůži. Při nehodách spojených s uvolňováním radioaktivních látek do ovzduší a s jejich depozicí na povrch těla má největší význam ozáření beta. Významné ozáření kůže může vyvolat i záření fotonové, např. gama.

Výrazné kožní projevy se objevují po určité době latence, která činí zpravidla 10 až 15 dní. Jejich stupeň je závislý na dávce, druhu záření, velikosti ozářeného pole a postižené partii těla. Např. beta záření vyvolává po dávce 3-6 Gy zarudnutí (erytém), po dávce 10-20 Gy puchýře, při vyšších dávkách odumřelá tkáň a vřed. Důležitým vodítkem pro vymezení ozářeného pole může být ztráta ochlupení (epilace). Je důležité si pamatovat, že i po odhojení prvotního poškození může dále pokračovat rozvoj poruch výživy v hlubších vrstvách kůže a vést k závažným pozdním projevům.

Při jednorázovém ozáření vyšší dávkou může mít významné důsledky zasažení v oblasti pohalvních žláz. Vysoká dávka záření může zastavit u muže tvorbu a vyzrání zárodečných buněk (spermií) přechodně, u ženy, u níž se poškození týká vyzrání vajíček, i trvale.

Jednorázové ozáření oka vyšší dávkou vyvolává překrvení nebo zánět spojivek a může mít po několika letech za důsledek vznik zákalu oční čočky.

Nerovnoměrné ozáření organismu, často s převážným ozářením určitého orgánu nebo tkáně může být výsledkem také vnitřní kontaminace radioaktivními látkami. Po vdechnutí nebo požití se tyto látky vstřebávají do vnitřního prostředí a dále ukládají do tkání a orgánů, přičemž sledují biochemické chování jednotlivých prvků a sloučenin. Příkladem může být hromadění radioaktivního jódu ve štítné žláze spojené s realizací vysokých dávek v tomto orgánu. Může se tak vyvolat časná biologická odezva, nebo se projeví účinky pozdní buď jako útlum funkce štítné žlázy nebo jako její postižení nádorem.

Významné ozáření plic ať už ze zevních zdrojů záření nebo v důsledku závažné inhalace radioaktivních látek včetně vzácných plynů může vést k časným zánětlivým změnám v plicích.

2.3 Zhoubné nádory

Schopnost ionizujícího záření vyvolávat zhoubné nádorové bujení je doložena řadou pokusů na zvířatech i pozorováním u lidí, kteří byli vystaveni vysokým dávkám záření. Velmi významnou skupinou osob jsou obyvatelé Hirošimy a Nagasaki, kteří přežili v r. 1945 atomové bombardování. Tato rozsáhlá skupina osob byla podrobně studována, pokud jde o podmínky ozáření i následné zdravotní projevy a její sledování dále pokračuje. Studie ukázaly, že mezi těmito oběťmi atomové zbraně je ve srovnání s běžnou populací častější výskyt zhoubného onemocnění krvetvorby, tj. leukémie, ale i častější výskyt nádorů štítné žlázy, plic a prsu. Obdobné výsledky byly získány i z rozboru pozdních následků u pacientů, kteří byli z léčebných důvodů vystaveni velkým dávkám záření. Inhalací radioaktivních látek je způsobena rakovina plic u horníků uranových dolů, kteří pracovali v dřívější době za nepříznivých podmínek pracovního prostředí. Předpoklad, že rakovina může být vyvolána i dlouhodobým působením malých dávek, je doložen pozorováním u skupiny lékařů-rentgenologů.

Jaké jsou obecné závěry vyplývající z těchto pozorování? Předně je třeba uvést, že rakovina ze záření je u jednotlivého postiženého neodlišitelná od projevů rakoviny, která vzniká u neozářených lidí. Tato neodlišitelnost je příznačná pro pozdní změny, které označujeme jako stochastické. Poznatky o stochastických účincích se tedy mohou získávat jen na podkladě skupinových šetření. Z jejich výsledků je usuzováno na zákonitosti vztahu mezi dávkou a pravděpodobností vzniku rakoviny. Ve zjednodušené podobě lze říci, že mezi velikostí dávky a pravděpodobností vzniku rakoviny existuje přímá úměrnost. Pro popis dávkových podmínek vzniku stochastických pozdních změn zavádíme tedy hypotézu linerarity a bezprahovosti. Vnímavost jednotlivých tkání a orgánů na ozáření lze popsat koeficientem rizika, tedy v grafickém vyjádření strmostí přímky v systému souřadnic, kde na vodorovné ose je vynesena dávka a na svislé ose pravděpodobnost výskytu přídatných případů nádoru vyvolaného ozářením. Jako tkáně zejména vnímavé na rozvoj nádorového bujení po ozáření lze uvést kostní dřeň, štítnou žlázu, mléčnou žlázu a plíce.

Důležitou charakteristikou je časový průběh výskytu zhoubných nádorů po ozáření. Po ozáření nevznikne nádor bezprostředně, ale až po několikaletém období klidu (latence). Lze to ukázat např. na výskytu u obětí atomového útoku v Japonsku. Výskyt leukémií začal stoupat asi 5 let po expozici, v intervalu 5 až 15 let dosáhl vrcholu a v době po 20. roce od expozice už přídatný výskyt nebyl prokázán. U nádoru plic, prsu a jiných orgánů svědčí získané poznatky o době latence v rozptí 15 až 40 let i více.

2.4 Genetické změny

Významnou skupinou pozdních účinků je postižení potomstva ozářených osob. Podkladem genetických změn je mutace, tj. změna v genetické informaci buňky. Buňky nesoucí mutaci mají odlišnou biochemickou charakteristiku a tak mohou být vyvolány i další důsledky, projevující se tvarovými či funkčními odchylkami u potomstva.

V přírodě vznikají mutace samovolně u všech organismů, jejich přírůstek není veliký a je vyrovnán přirozenou ztrátou mutovaných buněk, jichž se populace v průběhu generací zbavuje. Vedle těchto samovolných mutací jsou známy i mutace vyvolané blíže určenými faktory fyzikální, chemické a biologické povahy, takže se hovoří o mutagenních faktorech. K nim patří také ionizující záření.

Podle úrovně, na které mutace vzniká, se rozlišují mutace bodové, génové, tj. vedoucí ke změně jediného rozhodného signálu (signálu) v genetickém kódu. Jiná část genetických poškození je podmíněna hrubší poruchou, poškozením chromozomů, což jsou mikroskopicky rozpoznatelné útvary vznikající z jaderné hmoty při dělení buněk. Podle jiného hlediska se odlišují mutace somatické a gametické. Toto odlišení je významné, protože důsledky pro jeho nositele jsou zcela odlišné. Somatické (tělové) mutace se týkají buněk tkání, v nichž probíhá během života organismu opětované buněčné dělení, jako je tomu např. v tkáni krvetvorné. Gametické mutace postihují zárodečné buňky pohlavních žláz. Jenom ony mají vztah k postižení potomstva a naopak neohrožují vlastního jejich nositele, tj. rodičovskou generaci. Jen tyto gametické mutace máme na mysli při rozboru účinku záření na potomstvo ozářených osob.

Důsledky změn genetické informace jsou velmi různorodé. Základ budoucího jedince vzniklý splynutím mužské a ženské gamety může v důsledku své nepříznivé genetické skladby zaniknout velmi časně, tj. v období před nebo krátce po vnošení do děložní sliznice matky. V jiných případech vývoj zárodku pokračuje, ale těhotenství končí potratem. Genetická složka se dále podílí na novorozenecké úmrtnosti a na vzniku hrubých vrozených vad, které ovlivňují přežití jedince. Genetický základ určuje ve značné míře i anatomické a funkční uspořádání organismu a soubor těchto podmínek lze chápat jako dispozici a nebo naopak jako odolnost k některým chorobám.

Kvalitativní odhad vztahů mezi dávkou a souborem genetických následků u potomstva je velmi obtížný. Nejsou k dispozici dostatečná data z lidských kolektivů a odhady se provádějí na podkladě studií u zvířat. Určitou mírou mutagenního působení záření je zdvojnásobující dávka. Je to taková dávka záření, která působí zdvojnásobení mutací v buňkách v porovnání s přirozeným výskytem mutací spontánních. Zdvojnásobující dávka pro samčí pohlavní buňky se odhaduje na 1 Gy, samičí pohlavní buňky se pokládají z hlediska indukce mutací zářením za méně citlivé.

Ve vztahu ke genetickým účinkům bývá kladena otázka, jaká je závažnost genetického poškození v porovnání s jinými pozdními projevy poškození zářením. Současné poznatky a z nich odvozené koeficienty rizika vedou k závěru, že při celotělovém ozáření převažují zhoubné nádory nejméně trojnásobně nad výskytem geneticky podmíněných poruch, projevujících se v prvních dvou generacích potomků. Tento závěr nesnižuje nikterak význam genetických poškození, upozorňuje spíše na velikou závažnost pozdních změn typu zhoubných nádorů.

2.5 Ozáření plodu v těle matky

Při ozáření obyvatelstva v souvislosti v úniku radioaktivních látek do okolí jaderného zařízení mohou být mezi postiženými také těhotné ženy. Vyvíjející se zá-

rodek a později plod je velmi citlivý na ozáření, které k němu proniklo. Těhotné ženy je třeba pokládat při nehodách za skupinu vyžadující zvláštní pozornost.

Následky ozáření plodu jsou závislé na dávce záření a na období vývoje, ve kterém došlo k ozáření. Nepříznivé je ozáření zejména v prvních 4 měsících těhotenství. Ozáření vysokými dávkami zejména v období 3.-8. týdne od početí může vést k odumrtí plodu nebo ke zjevným vrozeným vadám. Při ozáření v období 8.-15. týdne od početí se může poškození plodu projevit v pozdějším životě jako výrazná duševní zaostalost.

3. ZOBECNĚNÍ BIOLOGICKÝCH POZNATKŮ VE VZTAHU KE KRITÉRIÍM A PRINCIPŮM OCHRANY ZDRAVÍ

Řízení ochrany zdraví vyžaduje vhodné zobecnění poznatků o účincích záření na člověka a formální zjednodušení některých vztahů, aby bylo možné zdravotní riziko z ozáření kvantitativně hodnotit a na tomto podkladě racionálně rozhodovat o účinných opatřeních. V průběhu doby se vedoucím hlediskem pro třídění staly dva základní typy vztahu dávky a účinku a zavedlo se označení účinky stochastické a nestochastické.

Didakticky je jednodušší charakterizovat účinky nestochastické jejichž příkladem je akutní nemoc z ozáření nebo akutní poškození kůže zářením. Pro účinky nestochastické je charakteristická existence prahové dávky. Tj. v oblasti dávek nejnižších efekt vůbec nenastává. Při překročení prahové dávky se objevují v ozářené skupině u jednotlivců projevy poškození, se stoupající dávkou se procento postižených zvyšuje až při určité dávce onemocní (deterministicky) všichni ozáření. Se stoupající dávkou se mění i obraz postižení, neboť intenzita odezvy při vyšší dávce stoupá (např. na kůži: zarudnutí - puchýře - vřed). Buněčným podkladem nestochastických změn je především zánik většího počtu buněk mechanismem popsaným v oddíle 1. Proto se někdy pro tyto účinky zavádí označení účinky mnohobuněčné.

Pro účinky stochastické, jak bylo už uvedeno v části 2.4, se vychází z hypotézy o lineární a bezprahové závislosti účinku na dávce. Každé zvýšení dávky je spojeno s úměrným zvýšením pravděpodobnosti výskytu změn vázaných na ozářenou tkáň nebo orgán a tato představa platí i pro oblast dávek nejnižších. Do této skupiny patří pozdní účinky typu zhoubných nádorů a změn genetických a jejich charakteristickým rysem je skutečnost, že jde o projevy vyskytující se i spontánně v neozářených populacích. Ozáření tedy vlastně jenom diferencovaně zvyšuje pravděpodobnost chorobných projevů, které jsou i jinak v populaci běžné. Buněčným podkladem stochastických účinků je změna genetické informace buňky, tedy mutace. V principu postačí k rozvoji stochastického účinku mutace jediné buňky, proto bylo zavedeno i alternativní označení účinky jednobuněčné.

Cílem ochrany před zářením je uměřňovat ozáření lidí tak, aby se zcela vyloučily účinky nestochastické, což lze dosáhnout omezením ozáření na úroveň nedosahující prahových dávek. Vychází-li se z platnosti hypotézy linearitativnosti a bezprahovosti nelze ani při nízké úrovni ozáření výskyt stochastických účinků zcela vyloučit. Je tedy třeba v řízení ochrany usilovat o to, aby dávky, jímž jsou lidé vystaveni, byly co nejnižší. Opatření k dosažení těchto cílů ochrany jsou aplikována odlišně v podmínkách běžného provozu, kdy zdroje jsou pod kontrolou, a odlišně při nehodách. Při plánovaném provozu se postupuje podle uceleně propracovaného systému limitování dávek a nejvýše přípustné ozáření jednotlivců je omezeno limity. Při nehodě je třeba vyjít z existující reality, ať je jakéhokoliv stupně závažnosti, a vzniklou situaci řešit nápravnými opatřeními. Je zřejmé, že tato protipatření jsou

především namířena s použitím přiměřeného bezpečnostního koeficientu na to, aby se u obyvatelstva vyloučil výskyt účinků nestochastických. Průvodním příznivým důsledkem takto koncipovaných opatření ke snížení dávek obyvatelstvu je ovšem i snížení pravděpodobnosti vzniku pozdních účinků stochastických.

Zmena mikroklimy v okolí jadrových elektrární

Š. Skulec
Slovenský hydrometeorologický ústav

Pri hodnotení vplyvu jadrovo-energetického zariadenia (JEZ) na okolie sa obvykle berú do úvahy ako potenciálne znečisťovateľ životného prostredia rádioaktívne látky. Prevažná väčšina rádioaktívnych látok ostáva dlhodobe izolovaná od biosféry a len malá časť preniká do jej zložiek. Účinky JEZ na okolie majú však komplexnejší charakter. Pre ilustráciu tohoto faktu slúži schéma na obr. 1. Okrem rádioaktívnych látok prispievajú k znečisťovaniu životného prostredia odpadové teplo a voda, chemické zlúčeniny, elektromagnetické polia a akustický šum.

Z hľadiska potenciálneho ovplyvnenia klimatických podmienok v okolí JEZ má najväčší význam odpadové teplo a voda. Primárnou príčinou ovplyvnenia klimatických podmienok je odpadové teplo, nepretržite produkované pri výrobe elektriny. Teplo, na rozdiel od ostatných znečisťovateľov životného prostredia, nie je odpadom, ktorý je špecifický len pre jadrovú energetiku. Naopak, uvoľňuje sa pri všetkých dejoch, v ktorých sa využíva alebo premieňa energia. Tento fakt je dôsledkom druhého zákona termodynamiky. V zmysle tohoto zákona nemože žiadny proces, pri ktorom dochádza k premene tepelnej energie na mechanickú prácu a v konečnej fáze na elektrickú energiu, prebiehať so stopercentnou účinnosťou. Časť tepla, dodávaná do opakujúceho sa procesu výroby elektrickej energie a nepremenená na užitočnú prácu, musí byť z tohto procesu nepretržite odoberaná. Neuvyužitú časť dodanej energie nazývame odpadové teplo.

V návädznosti treba zdôrazniť, že vznik a uvoľňovanie odpadového tepla na jadrových elektrárnach nie je dôsledkom technickej nedokonalosti zariadenia, ale prejavom objektívne platných prírodných zákonov. Množstvo odpadového tepla závisí samozrejme na elektrickom výkone energetického zariadenia a do určitej miery aj na jeho konkrétnom technickom riešení. Elektrárňa, ktorá ako zdroj energie používa fosilné palivá (uhlie, naftu, zemný plyn), premieňa na elektrickú energiu väčšiu časť dodávanej tepelnej energie ako elektrárňa, ktorá získava teplo v ľahkovodnom jadrovom reaktore. Rozdiely existujú v tomto zmysle aj medzi jednotlivými typmi jadrových reaktorov. Tieto skutočnosti ilustrujú tabuľky 1 a 2.

Možno konštatovať, že v lokalite JEZ sa uvoľňuje v priemere väčšie množstvo odpadového tepla ako v lokalitách s klasickými elektrárnami na fosilné palivá. Súvisí to najmä s väčšou koncentráciou elektrického výkonu, sústredeného do jednej lokality s JEZ a do určitej miery aj s nižšou účinnosťou premeny tepelnej energie na elektrickú. Tento fakt zapríčinil, že možnosti ovplyvnenia mikroklimy sa začali intenzívnejšie studovať v súvislosti s prípravou a prevádzkovaním jadrových elektrární.

Ako konkrétny prípad, dokumentujúci množstvo odpadového tepla, možno uviesť

tepelnú bilanciu jedného bloku JE Temelín. Tepelný výkon jedného reaktora bude asi 3 200 MW, na elektrickú energiu sa premení a z lokality odvedie výkon 1 000 MW, výkon 2 040 MW sa odvádza vo forme odpadového tepla cez chladiace veže do atmosféry, 160 MW predstavuje vlastnú spotrebu a straty na elektrárni, ktoré v konečnom dôsledku tiež prispievajú k tepelnej záťaži lokality. V lokalite JE Temelín budú pritom inštalované 4 bloky.

Produkcia elektrickej energie na JEZ je výsledkom cyklického procesu. V určitej fáze každého cyklu sa uvoľňuje odpadové teplo. Pri prevádzke JEZ je potrebné zabezpečiť chladenie, tj. toto teplo nepretržite odvádzať do okolitého prostredia. Najväčšia časť odpadového tepla sa uvoľňuje na kondenzátoroch elektrárne.

Chladiace systémy, používané na energetických zariadeniach, možno z hľadiska ovplyvnenia okolitého prostredia rozdeliť na dve veľké skupiny:

1. Chladiace systémy, ktoré odvádzajú odpadové teplo do hydrosféry (rieky, jazerá, umelé bazény),
2. Chladiace systémy, ktoré odvádzajú odpadové teplo do atmosféry (chladiace veže).

V prvom prípade dochádza k ohrevu vody, ktorý vytvára určité charakteristické zmeny vo vodných ekosystémoch. K ovplyvneniu klimatických podmienok môže dochádzať len sprostredkovaně, cez interakciu otepleného vodného povrchu s atmosférou. Potenciálne efekty (vznik hmly) sú inak zriedkavé a lokalizované na blízke okolie vodného toku alebo nádrže, použitých na chladenie.

Chladiace systémy, ktoré odvádzajú odpadové teplo do hydrosféry, spotrebujú relatívne veľké množstvá vody. Vzhľadom na prírodné podmienky v ČSSR sa na čs. JEZ tento typ chladenia nevyužíva, prípadne len vo veľmi obmedzenej miere. Tendenciu prechodu k atmosférickým chladičom možno pozorovať aj vo svetovom meradle, v súvislosti s tým ako sa vyčerpávajú kapacity doterajších prírodných vodných rezervoárov. Chladiace systémy, ktoré odvádzajú odpadové teplo do hydrosféry, spotrebujú na chladenie relatívne veľké množstvá vody. Možno to ilustrovať opäť na príklade JE Temelín. Ak by sme napríklad jeden blok s výkonom 1 000 MW chceli chladiť pomocou otvoreného systému s prietochným chladením (chladiaca voda je odobratá z riečného toku a oteplená do neho znova vrátená) a ak predpokladáme, že teplota vodného prúdu po prechode cez kondenzátory by sa zvýšila o 10°C, bolo by potrebné, aby v chladiacom systéme pretekalo 50 m³/s vody. Ak by sa chladiaca voda odoberala z jazera, muselo by mať jazero dostatočnú plochu, aby sa vrátená ohriata voda mohla odparovaním ochladiť a znova odoberať. Zahraničné skúsenosti ukazujú, že na chladenie elektrárne s elektrickým výkonom 1 000 MW je potrebné jazero s plochou asi 7 - 11 km².

Pri použití atmosférických chladičov je prakticky všetko teplo odvedené do atmosféry. Základné typy atmosférických chladičov sú:

- a) mokré chladiace veže s prirodzeným ťahom,
- b) mokré chladiace veže s ventilátormi,
- c) suché chladiace veže,
- d) hybridné chladiace veže,
- e) chladiace veže s kanálmi,
- f) chladiace veže s kanálmi, vybavenými rozprašovacími zariadeniami.

V ČSSR sa na chladenie kondenzátorov JE používajú v súčasnosti mokré chladiace veže s prirodzeným ťahom. Typickým predstaviteľom sú veže, použité na JE Jaslovské Bohunice, Dukovany a Mochovce, ktorých výška je 120 m. Na chladenie jedného bloku s výkonom 440 MW sú použité dve veže. Na JE Temelín budú použité na chladenie jedného bloku s elektrickým výkonom 1 000 MW dve chladiace veže s výškou 155 m.

Ako už bolo uvedené, pri použití atmosferických chladičov je prakticky všetko odpadové teplo odvedené do atmosféry, čím sa zvyšujú potenciálne možnosti ovplyvnenia klimatických podmienok. Efekty odpadového tepla na klimatické podmienky sú v zásade závislé na jeho množstve. Výrazná závislosť sa prejavuje aj na type atmosferického chladiča a jeho výške. Pri použití mokrých chladiacích veží s prirodzeným ťahom cirkuluje voda, ktorá ochladzuje kondenzátory vo vlastnom chladiacom okruhu, ktorého podstatnou časťou sú chladiace veže. Voda, ohriata v kondenzátoroch pokračuje do chladiacej veže, kde sa rozprašuje v určitej výške, klesá vo výstupnom prúde vzduchu a zachytáva sa na dne chladiacej veže. Ochladená sa vracia ku kondenzátorom. Padajúce vodné kvapky sa ochladzujú priamo vo výstupnom prúde vzduchu a odparovaním z povrchu vodných kvapiek. V priemere je podstatne efektívnejší proces ochladzovania odparom (asi 70 %). Odovzdané odpadové teplo sa teda čiastočne využije na ohriatie výstupného prúdu, zbytok uniká do atmosféry vo forme latentného (skrytého) tepla vodných pár. Vodné pary a teplý vzduch unikajú cez ústie chladiacej veže do atmosféry. Vodné pary môžu znova kondenzovať a uvoľňovať latentné (skryté) teplo. Časť drobných vodných kvapiek vo vnútri chladiacej veže je unášaná výstupným vzduchovým prúdom cez ústie veže do atmosféry. Pokiaľ sa kvapky v atmosfére neodparia, môžu dopadať na zemský povrch v okolí chladiacej veže.

Pri použití mokrých chladiacích veží preto rozptyľovanie odpadového tepla v atmosfére úzko súvisí s emisiami vodnej pary, jej kondenzátov a unášaných vodných kvapiek. Možno odhadnúť, že priemerné množstvo odparenej vody je asi $0,033 \text{ m}^3 \cdot \text{s}^{-1}$ na každých 100 MW odvedeného odpadového tepla. Emisiu vodných kvapiek možno odhadnúť asi $1 \text{ kg} \cdot \text{s}^{-1}$ vody pre 120 m vysokú chladiacu vežu s eliminátorom na každých 100 MW odvedeného výkonu a asi $0,3 \text{ kg} \cdot \text{s}^{-1}$ na každých 100 MW odvedeného výkonu pre chladiacu vežu s eliminátorom s výškou 155 .

Na JE Temelín, s celkovým elektrickým výkonom 4 000 MW, bude odpar z chladiacích veží v priemere asi $2,7 \text{ m}^3/\text{s}$ vody a emisie vodných kvapiek asi 25 kg/s. Na JE Bohunice, s celkovým elektrickým výkonom 1 760 MW, je z chladiacích veží odparované v priemere asi $1,2 \text{ m}^3/\text{s}$, emisia vodných kvapiek je asi 35 kg/s.

O potenciálnych efektoch emisií odpadového tepla a vody sa začalo vo svetovej odbornej literatúre intenzívnejšie diskutovať v 60. ale najmä v 70. rokoch. Aktivita v tejto oblasti bola motivovaná snahou o pochopenie problému a predpoveď potenciálnych negatívnych dôsledkov emisií odpadového tepla a vody v okolí JEZ. V súvislosti s tepelnými emisiami do atmosféry sa analyzovali poznatky o existujúcich antropogénnych alebo prírodných zdrojoch. Ukázalo sa, že vytvárajú analógie medzi týmito zdrojmi a chladiacimi zariadeniami JEZ je veľmi problematické. Existujúce efekty je potrebné porovnávať s hľadiska výkonu zdroja, hustoty uvoľňovanej energie, jeho plochy, výšky, zastúpenia latentného tepla v rámci celkovej uvoľňovanej energie a obsahu aerosólov a tuhých častíc. Dokonca aj medzi rôznymi typmi chladiacích systémov JEZ existujú rozdiely. Pokiaľ sa nezhodujú všetky základné charakteristiky, nemožno vyslovovať na základe analógií jednoznačné závery. Aj napriek zložitosti problému sa ukazuje ako najperspektívnejšia metóda matematického modelovania efektov tepelného znečistenia, konfrontovaná samozrejme s dostupnými experimentálnymi výsledkami a pozorovaniami. Táto metóda je využívaná pri hodnotení klimatických efektov tepelného znečistenia, produkovaného JEZ aj pre čs. jadrové elektrárne.

Predpokladá sa, že emisie tepla a vody z mokrých chladiacích veží s prirodzeným ťahom sa môžu prejavovať pri ovplyvňovaní miestnej klímy najmä týmito primárnymi efektami: zvýšenie priemernej teploty a vlhkosti vzduchu, zvýšenie výskytu hmly a námrazy, zvyšovanie množstva zrážok, znižovanie trvania slnečného svitu.

Výsledky hodnotenia týchto efektov ukážeme na konkrétnom prípade JE Jaslovské Bohunice, ktorá je typickým predstaviteľom elektrární s reaktorom VVER a výkonom 440 MW a je v prevádzke niekoľko rokov a JE Temelín, ktorá je predstaviteľom nastupujúcej generácie elektrární s reaktorom VVER s výkonom 1 000 MW a v súčasnosti je vo výstavbe.

V lokalite JE Jaslovské Bohunice existuje dlhá séria meteorologických pozorovaní pred a po spustení elektrárne. S použitím výpočtových modelov a s meteorologickým meraním v lokalite boli stanovené hodnoty ovplyvnenia vybraných klimatických prvkov: teplota a vlhkosť vzduchu, trvanie slniečného svitu, ročný úhrn zrážok, trvanie hmly a námrazy. Maximálne a priemerné hodnoty ovplyvnenia týchto prvkov sú uvedené v tabuľke 3. Pre lepšiu orientáciu sú v tabuľke uvedené aj ročné priemery požadovaných hodnôt a ich smerodajné odchýlky. Týmito hodnotami sa charakterizuje variabilita a hodnota prirodzeného výskytu jednotlivých prvkov. Pre doplnenie informácií o plošnom rozsahu ovplyvnenia zaraďujeme grafické znázornenie ovplyvnenia trvania hmly v okolí JE Jaslovské Bohunice (obr. 2). Na základe týchto údajov možno konštatovať, že hodnoty ovplyvnenia týchto klimatických prvkov v maxime ani v priemere nepresahujú úroveň prirodzenej variability priemerných alebo úhrnných ročných charakteristík. Jediná výnimka v tabuľke 3, tj. maximálna hodnota zníženia trvania slniečného svitu, odpovedá bodu medzi chladiacimi vežami, ktorý je však na území elektrárne a necharakterizuje okolie. Možno teda konštatovať, že dlhodobé charakteristiky klímy prakticky nie sú ovplyvnené a uvádzané malé zmeny nemožno prakticky zaregistrovať bežnými pozorovacími metódami, prípadne subjektívnymi pocitmi. Prípadné efekty možno zaregistrovať len vo výnimočných situáciách a zvláštnymi metódami merania. Tento záver potvrdzujú aj výsledky meteorologických pozorovaní v lokalite JE Jaslovské Bohunice.

Obdobné charakteristiky boli vypočítané aj pre JE Temelín. Maximálne a priemerné hodnoty ovplyvnenia sú uvedené v tabuľke 4.

V lokalite JE Temelín nie sú doteraz k dispozícii výsledky meteorologických meraní a preto uvádzame len odhad priemerných ročných hodnôt niektorých prvkov. Pre doplnenie informácií o rozložení hodnôt ovplyvnenia je na obr. 3 a 4 uvedené grafické znázornenie rozloženia ovplyvnenia výskytu hmly a ročného úhrnu zrážok.

Obdobne ako v prípade JE Jaslovské Bohunice možno očakávať, že aj napriek väčšiemu výkonu sa zmena mikroklimatických charakteristík prakticky neprejaví, tj. že nebude pozorovateľná bežnými pozorovacími metódami alebo subjektívnym vnímaním.

Výpočty klimatických efektov tepelných a vodných emisií boli vykonané aj pre lokality ostatných prevádzkovaných alebo pripravovaných čs. jadrových elektrární. Obdobne ako v predchádzajúcich prípadoch možno konštatovať, že vzhľadom na presnosť bežných meracích a pozorovacích metód a prirodzenú variabilitu výskytu meteorologických javov bude problematické zaregistrovať v blízkom okolí JE ovplyvnenie mikroklimy, spôsobené emisiami tepla a vody z chladiacich veží jadrových elektrární. Intenzita jednotlivých efektov ďalej klesá so stúpajúcou vzdialenosťou od zdroja, tj. od jadrovej elektrárne. Hodnoty vo vzdialenosti nad 10 km sú už veľmi malé a teoretického charakteru.

Aj keď výsledky hodnotenia jednotlivých izolovaných lokalít JEZ sú z hľadiska ovplyvnenia mikroklimy uspokojivé, je potrebné problematikou tepelného znečistenia sa aj naďalej zaoberať. Všeobecne vzrastá jednotlivý výkon a hustota zdrojov tepelného znečistenia. Možno predpokladať, že v určitých meteorologických situáci-

ách bude uvoľňovaným teplom ovplyvnený vývoj veľkorozmerových atmosferických procesov formou stimulačného alebo spúšťacieho efektu. Aby bolo možné zhodnotiť kvantitatívne výskyt modifikovaných atmosferických procesov a ich dôsledky, je potrebné rozvíjať aj v budúcnosti primeranú aktivitu v oblasti výskumu, merania a pozorovania týchto procesov.

Záverom je potrebné sa zmieniť aj o možnostiach využitia odpadového tepla. Požiadavky na teplo, používané v rôznych užívateľských aplikáciách, sú v rozpore s požiadavkou na zvýšenie účinnosti výroby elektrického prúdu. Čím je nižšia teplota odpadovej vody, tým je vyššia účinnosť elektrárne. Nižšia teplota vody sťažuje možnosti jej využitia. Teplota vody, zohriatej odpadovým teplom, sa pohybuje v rozpätí od 34 do 43°C. Využitie vody s takouto teplotou na vykurovanie bytov je nereálne. Nádziejne sú však pokusy o využitie odpadového tepla pri produkcii potravín (prikurovanie skleníkov, vyhrievanie pôdy na pestovateľských plochách, chov rýb v oteplenej vode, sušenie produktov, spracovanie odpadov atď.). V každom prípade však prináša využitie odpadového tepla vo veľkom rozsahu zložité organizačné, ekonomické a technické problémy, ktoré doteraz neboli vo svetovej praxi uspokojivo doriešené.

Nepriamou metódou využitia odpadového tepla je kombinovaná výroba elektrickej energie a teplej vody na teplárenské účely. Časť primárnej tepelnej energie, pôvodne určenej na výrobu elektrickej energie, sa použije na ohrev vody. Zníži sa síce výroba elektrickej energie, ale tým i produkcia odpadového tepla, ktorá je s touto výrobou spojená.

Tabulka 1 ENERGETICKÁ BILANCIA V KONDENZAČNEJ ELEKTRÁRNI

Zdroj tepla	Fosílna palivo	Ľahkovodný reaktor
Elektrická energia (%)	38 - 40	32
Tepelná energia uvoľnená komínom (%)	10	-
Straty na elektrárni (%)	5	5
Teplo, uvoľnené v kondenzátoroch (%)	45 - 47	63

Tabulka 2 HODNOTY ÚČINNOSTI A POMERU ODPADOVÉHO TEPLA K ELEKTRICKÉMU VÝKONU PRE ELEKTRÁRNE S RÔZNYMI TYPMI REAKTOROV

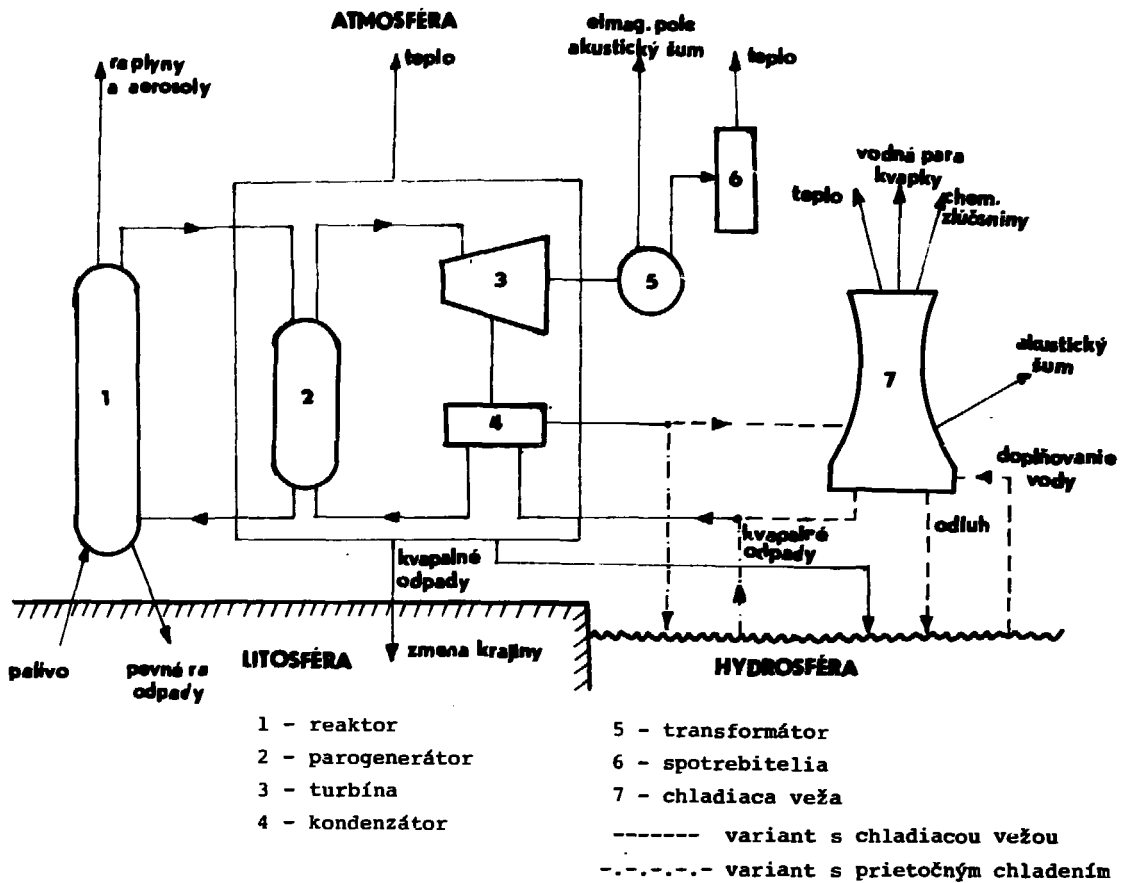
Typ reaktora	Účinnosť (%)	Pomer odpadové teplo/elektrický výkon
Ťažkovodný reaktor		2,4
Ľahkovodný reaktor	32 - 34	2,1 - 1,9
Rýchly množivý reaktor	38 - 41	1,6 - 1,5
Vysokoteplotný reaktor	39 - 41	1,6 - 1,4
Vysokoteplotný reaktor s héliovou turbínou	37 - 47	1,7 - 1,1

Tabulka 3 ROČNÉ PRIEMERY VYBRANÝCH METEOROLOGICKÝCH PRVKOV A ICH SMERODAJNÉ
ODCHYLKY ZA OBDOBIE 1961-1977 V LOKALITE JASLOVSKÉ BOHUNICE A VYPOČÍTANÉ
MAXIMÁLNE A PRIEMERNÉ HODNOTY OVPLYVNENIA TÝCHTO PRVKOV VO VZDIALENOSTI
DO 10 km OD JE

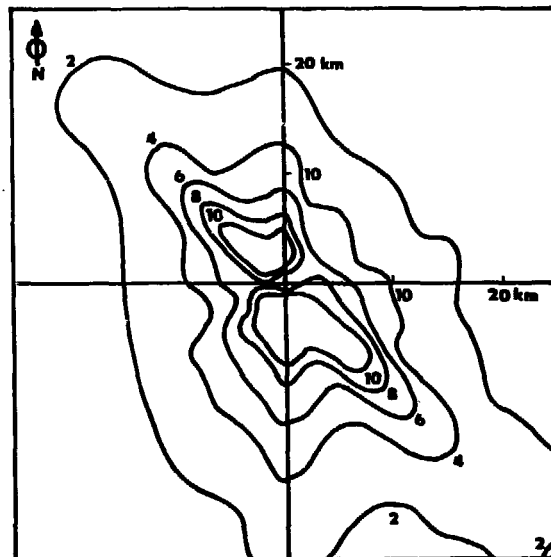
Meteorologický prvok	Ročný priemer	Smerodajná odchylna	Maximálna hodnota ovplyvnenia	Priemerná hodnota ovplyvnenia
Teplota (°C)	9,2	0,6	0,10	0,023
Absolútna vlhkosť (g.m ⁻³)	7,4	0,27	0,15	0,037
Trvanie slnečného svitu (hod)	1850,30	130,9	-296	-16,0
Ročný úhrn zrážok (mm)	568,0	114,8	31,1	2,0
Trvanie hmly (hod)	214,4	44,9	28	6,6
Trvanie námrazy (hod)	85,3	60,8	15	4,0

Tabulka 4 ROČNÉ PRIEMERY VYBRANÝCH METEOROLOGICKÝCH PRVKOV, ODHADNUTÉ PRE LOKALITU
JE TEMELÍN A VYPOČÍTANÉ MAXIMÁLNE A PRIEMERNÉ HODNOTY OVPLYVNENIA TÝCHTO
PRVKOV VO VZDIALENOSTI DO 10 km OD JE TEMELÍN

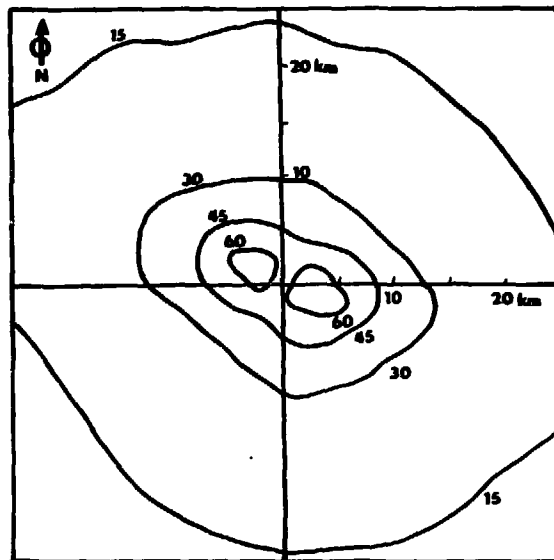
Metecrologický prvok	Ročný priemer	Maximálna hodnota ovplyvnenia	Priemerná hodnota ovplyvnenia
Teplota (°C)	7,3	0,3	0,15
Absolútna vlhkosť (g.m ⁻³)	-	0,26	0,12
Trvanie slnečného svitu (hod)	1 700	-130	-13,7
Ročný úhrn zrážok (mm)	600	53	5,5
Trvanie hmly (hod)	539	79	40,4
Trvanie námrazy (hod)	590	86	40,9



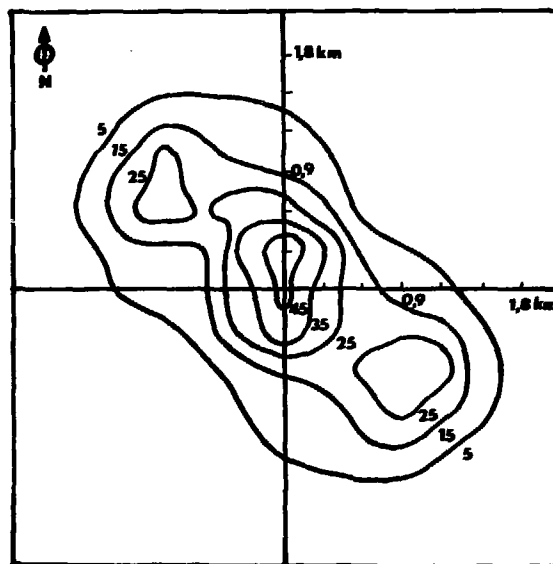
Obr. 1 Schematické znázornenie vplyvu jadrovej elektrárne na okolie



Obr. 2 Grafické znázornenie priemerného ročného zvýšenia počtu hodín s výskytom hmly (%), spôsobeného emisiami vody z chladiacich veží JE Jaslovské Bohunice. Čísla pri izočiarach predstavujú hodnoty zvýšenia



Obr. 3 Grafické znázornenie priemerného ročného zvýšenia počtu hodín s výskytom hmly (H), spôsobeného emisiami vody z chladiacich veží JE Temelín. Čísla pri izočiarach predstavujú hodnoty zvýšenia



Obr. 4 Grafické znázornenie rozloženia ročného úhrnu zrážok (mm), spôsobeného emisiami vody z chladiacich veží JE Temelín. Čísla pri izočiarach predstavujú hodnoty ročného úhrnu

Porovnání vlivu jaderných a klasických elektráren na životní prostředí

J. Marek

České energetické závody

Uspokojování stále stoupajících lidských potřeb a nároků je podmínováno zvyšující se spotřebou energie a v pokročilé společnosti konce dvacátého století spotřebou nejčistší formy energie - elektřiny. Výroba elektřiny s sebou přináší i jeden negativní jev - znečišťování a zhoršování životního prostředí. Výrazné poškození životního prostředí je průvodním jevem klasického způsobu výroby elektrické energie, který k výrobě páry pro pohon turbogenerátoru používá tepla uvolňovaného při spalování pevných, kapalných i plyných paliv. Zejména v československých podmínkách, kde je nejběžnějším a dominantním palivem v klasických elektrárnách hnědé uhlí, se znečišťování životního prostředí stalo velkým problémem.

Osvojování a průmyslové nasazení jaderných reaktorů jako základu jaderného zdroje výroby páry pro pohon turbogenerátoru vyvolalo širokou a fundovanou diskusi o konkurenceschopnosti jaderných elektráren ve srovnání se zdokonalenými zdroji na uhlí, tekutá paliva nebo i zemní plyn. Základními porovnávacími a hodnotícími kritérii byla ekonomická efektivnost a vlivy na životní prostředí. Přes řadu problémů, ztěžujících tato hodnocení, mezi něž patří:

- a) v ekonomické oblasti pohyb cen paliv (zejména kapalných) a vyhodnocení finančního zatížení jaderné energetiky v důsledku velkých havárií,
- b) v oblasti hodnocení vlivu na životní prostředí psychologické aspekty zatěžující jadernou energetiku,

lze odpověď na srovnání klasické a jaderné energetiky najít v současné výrobě elektřiny a podílu jaderných elektráren na celkové světové produkci. Instalovaný výkon v jaderných elektrárnách přesáhl v roce 1987 285 GWe a jejich podíl na celosvětové výrobě vzrostl v tomto roce na více než 16 % ve srovnání s 1,6 % v roce 1970. Kromě Norska (kde k výrobě elektřiny používané vodní zdroje zajišťují největší světovou roční výrobu na 1 obyvatele) a Austrálie (nejméně těžitelné zásoby kvalitního černého uhlí) se ve všech průmyslově vyspělých zemích podílejí jaderné elektrárny na výrobě elektřiny. Např. v NSR, Finsku, Švýcarsku, Koreji, Tchaj-wanu a Španělsku překračuje podíl jaderných elektráren 30 %, ve Švédsku 50 %, v Belgii 65 % a ve Francii dokonce 70 % roční výroby elektrické energie.

Odpověď týkající se konkurenceschopnosti jaderných elektráren je tedy jednoznačná a je nutné konstatovat, že značný podíl na úspěchu jaderné energetiky má zhodnocení jejího vlivu na životní prostředí.

MOŽNOSTI SROVNÁNÍ VLIVŮ JADERNÝCH A KLASICKÝCH ELEKTRÁREN

Každé srovnání potřebuje společný jmenovatel, a to takový, který je přímo zjis-

titelný, měřitelný nebo jednoduše vyhodnotitelný. Přestože již byla vypracována řada hodnocení i studií, lze konstatovat, že společný jmenovatel pro hodnocení vlivu jaderných a klasických elektráren na životní prostředí v obecné poloze a jednoduché formě neexistuje. Specifický vliv jaderných elektráren se týká účinků ionizujícího záření a vzhledem k hlubokým znalostem o nich je možno nejen vliv zdrojů ionizujícího záření snadno měřit, ale i vyhodnocovat a předpovídat. Vyhodnocení účinku je prováděno pomocí dávkového ekvivalentu, pro nějž je zavedena jednotka Sv (sievert). Stejně jako v případě ionizujícího záření je i u chemických škodlivin účinek úměrný dávce. Různorodost a množství chemických škodlivin, v některých případech i nedostatečné znalosti o jejich účincích, problémy při hodnocení jejich šíření, synergické efekty a řada dalších faktorů způsobuje, že je velmi těžké najít srovnávací relaci mezi jednotlivými škodlivinami a srovnání s účinky ionizujícího záření je prakticky neřešitelné. Přes intenzivní zájem ze strany výzkumu i praxe je vytvoření "chemického ekvivalentu sievertu" ještě zřejmě velmi vzdálené.

Pochopitelně, že lze při komplexních a náročných studiích vyhodnotit jednotlivé energetické zdroje pomocí společného jmenovatele, kterým je újma na lidském zdraví. V takovém případě se však jedná o výsledek velmi rozsáhlých měření, resp. výpočtů, hodnocení značného množství vstupních údajů a dodržování určitých metodik hodnocení. Jedině tak lze získat přehled o vlivu jednotlivých technologií na životní prostředí. Výsledky několika rozsáhlých studií byly použity v tab. 1.

Samozřejmě, že jak u klasických, tak u jaderných elektráren existuje řada vlivů, které jsou stejné a jsou vázány na skutečnost výroby elektřiny. Jedná se zejména o tepelné zatížení atmosféry nebo hydrosféry odpadním teplem (v našich podmínkách jde díky převážně používanému cirkulačnímu chlazení o vliv na atmosféru), u něhož rozdíl mezi jadernou a klasickou elektrárnou je dán vyšší účinností klasické elektrárny (až 40 oproti 32 %) a odvodem tepla komínem, takže do atmosféry prostřednictvím chladicích věží je odváděno max. 47 % tepelného výkonu zdroje na rozdíl od 63 % u zdroje jaderného. Zhruba na stejné úrovni jsou u obou elektráren vlivy na okolí i hydrosféru, pocházející z potřebných úprav vody - chemikálie ve vodě a kaly, a vlivy vyvedení elektrického výkonu. Proto další text bude věnován specifickým problémům obou způsobů výroby elektřiny.

SPECIFICKÉ VLIVY JADERNÉ ELEKTRÁRNY NA ŽIVOTNÍ PROSTŘEDÍ

Oproti ostatním typům elektráren má jaderná elektrárna řadu výhod z hlediska vlivu na životní prostředí, ale jako specifikum uvolňuje řízeně do svého okolí malá množství radioaktivních látek, tzn. že její vliv je nutno hodnotit prostřednictvím účinků ionizujícího záření.

Hodnocení účinku ionizujícího záření u běžného člověka je i nyní zatíženo nevědomostí a vlivem strachu z poznání účinků výbuchu atomových zbraní. U jaderné elektrárny se ale pohybujeme ve zcela jiných oblastech účinku, protože jaderný reaktor jak z fyzikálních tak i principiálních konstrukčních důvodů nemůže fungovat jako atomová bomba. Účinky ionizujícího záření jsou zásadně vztahovány na člověka, jak vyplývá ze základního doporučení Mezinárodní komise pro radiologickou ochranu (ICRP) z r. 1977, kde se říká, že "je-li člověk adekvátně chráněn, pak jsou zřejmě dostatečně chráněny i ostatní živé bytosti". Přeneseno na vše, co je zahrnuto pod pojmem životní prostředí, to znamená, že životní prostředí je dostatečně chráněno, je-li chráněn člověk.

Biologické účinky záření lze rozdělit na dva typy. První typ účinku je důsledkem smrti buněk - s růstem dávky v tkáni roste buněčná deplece, jež má za následek zhoršení až ztrátu funkce tkáně či orgánu, případně i smrt organismu. S růstem dávky zde tedy roste intenzita projevu poškození a vztah dávky a účinku je charakterizován existencí dávky s nulovou intenzitou, tedy existencí prahu.

Druhý typ účinku není spojen se smrtí buněk, ale se změnou informace nesené ozářenou a přežívající buňkou. Změna informace po ozáření se může stát součástí řetězce změn vedoucích ke vzniku zhoubného bujení, nebo jde-li o pohlavní buňky, k dědičnému poškození potomků ozářeného organismu. Jde o poškození vyskytující se i v neozářené populaci; klinicky nelze tato poškození z ozáření odlišit od těch, která vznikají z jiných příčin, pouze lze statistickými přístupy zjistit zvýšený výskyt těchto tzv. stochastických (nahodilých) poškození v ozářené populaci. Funkcí dávky je v tomto případě nikoliv intenzita projevu poškození u jedince, ale růst vzniku poškození v populaci, či jeho potomstva, tedy pravděpodobnost poškození u ozářeného jedince. Existence prahu se nepředpokládá a tedy každá dávka je spojena s určitou pravděpodobností vzniku poškození u jedince, popř. u jeho potomstva. Pro oblast nízkých dávek je i z teoretických hledisek přijatelná aproximace lineárního vztahu dávky a účinku.

Účinky jaderných elektráren samozřejmě spadají hluboko do oblasti malých dávek hodnotitelných pouze statisticky. K ozřejmění tohoto tvrzení lze použít i příkladu havárie jaderné elektrárny v Černobylu. Při ní uvolněné radionuklidy zasáhly prakticky celý evropský kontinent a jejich účinek byl velmi pečlivě hodnocen. Pro Československo to znamená několik stovek případů zhoubných nemocí a genetických účinků rozložených zhruba do 50 let jako příspěvek k 35 000 případů rakovin, které se v naší populaci ročně vyskytují. Z toho je patrné, že ani statisticky nelze oddělit "černobylské" nemoci od ostatních, protože jejich množství je podstatně nižší než přirozená statistická fluktuace počtu rakovin v jednotlivých letech.

Jaderná elektrárna vypouští radionuklidy, respektive zatěžuje okolí ionizujícím zářením několika způsoby. Určitá množství radionuklidů vypouští ventilačním komínem do atmosféry a do hydrosféry v odpadních vodách je vypouštěno malé množství korozních a štěpných produktů a tritia. Zátěž z ionizujícího záření je připisována i budoucím transportům radioaktivních odpadů a vyhořelého paliva a úložišti radioaktivních odpadů.

Při podrobnějším pohledu na tyto zdroje znečištění zjistíme, že řada produktů štěpné reakce uranu je plynného skupenství a drobnými netěsnostmi uniká z paliva i primárního okruhu do prostor jaderné elektrárny. Vzhledem k jejich vlastnostem je nelze koncentrovat, stabilizovat ani izolovat a proto jediným způsobem jejich likvidace je vypuštění do atmosféry. Ve vzduchotechnickém systému, který sbírá rovněž plynný jód a řadu dalších štěpných a korozních produktů ve formě aerosolů, se tyto plynné odpady filtrují a pokud možno zadržují na dobu potřebnou k vyměnění krátkodobých aktivit. Poté se vypouštějí ventilačním komínem do atmosféry. Tyto výpusti jsou limitovány, limity stanovuje v souladu s příslušnými čs. předpisy Československá komise pro atomovou energii (ČSRAE). Současná praxe dokazuje, že dosažení malých frakcí těchto limitů není pro elektrárny problémem a měřením v okolním životním prostředí se prokazuje, že vliv jaderné elektrárny prostřednictvím plynných výpustí je prakticky nedetekovatelný a tudíž zanedbatelný.

V kapalných výpustích je radionuklidické znečištění způsobeno zejména tritiem, které převážně vzniká v primární chladicí vodě jadernou reakcí z bóru. Po překroče-

ni určité koncentrace již není možno takovou vodu používat jako primární chladivo a proto je po přečištění z jaderné elektrárny vypouštěna. Protože dostupnými způsoby z ní tritium nelze oddělit, je v této vodě vypouštěno. Další nepatrné znečištění představují štěpné a korozní produkty, které jsou ve vodách obsaženy v koncentracích daných účinností čistících procesů na elektrárně. Limity pro tyto výpusti jsou velmi přísné a pro hodnocení vlivu je také důležité, že při vypouštění do vodotečí dochází postupně k dalšímu nařezování, čímž je dosahováno naprosto zanedbatelného vlivu na životní prostředí.

V popředí zájmu při hodnocení tohoto vlivu bylo ocenění účinku na vodní organismy, které jsou s radioaktivním médiem ve styku neustále. Pro nejnepříznivější případ, který nastává u jaderné elektrárny Dukovany, bylo zjištěno, že vodní organismy obdrží ročně dávku, která se rovná zhruba 2 % dávkového ekvivalentu z přírodního pozadí.

Zájem, který je soustředěn na transport radioaktivních materiálů ať odpadů, nebo vyhořelého paliva, je motivován převážně obavami z účinků havárie, která je pochopitelně velmi nepravděpodobná a navíc konstrukce a provedení přepravních kontejnerů a zařízení prakticky vylučuje ovlivnění okolního životního prostředí. Předpisům vyhovující stínění radioaktivního materiálu zajišťuje, že transportu nelze přikládat žádné možné zvyšování úrovně přirozeného pozadí záření na transportních trasách. To znamená, že ani transport radioaktivních materiálů neovlivňuje životní prostředí.

Široce diskutovanou otázkou je ukládání radioaktivních odpadů, ať tzv. krátkodobých (kdy lze aktivitu v nich obsaženou považovat za rozpadlou po zhruba 300 letech), nebo dlouhodobých (vysoceaktivních, u nichž se "životnost" počítá na milióny let). Nebezpečnosti i "životnosti" pochopitelně odpovídá příslušná konstrukce úložiště, která zaručuje neovlivnění životního prostředí i v případě havárie. Navíc za kritické je považována konzumace kontaminované vody, což odpovídá zvyklostem člověka konce 20. století, ale zřejmě naši ať blízcí nebo vzdálenější potomci budou mít řadu možností se vypořádat s potenciálními problémy zřejmě podstatně lépe a na vyšší technické úrovni než to nyní dokážeme my.

SPECIFICKÉ VLIVY KLASICKÉ ELEKTRÁRNY NA ŽIVOTNÍ PROSTŘEDÍ

Přestože se pod pojmem "klasická elektrárna" skrývá i elektrárna používající jako palivo tekutá média (mazut) nebo zemní plyn, z důvodů naprosto převažujícího paliva v našich elektrárnách považujeme za klasickou elektrárnu výrobní spalující nízkokalorické hnědé uhlí. Účinky tohoto spalovacího procesu jsou všeobecně známy ve své nejviditelnější podobě - na svazích Krušných hor, pod nimiž je soustředěna podstatná část naší výroby elektřiny.

ČSSR je v oblasti znečištění ovzduší na předním místě v Evropě. Pokud se týká absolutní produkce emisí oxidu siřičitého (SO_2), patříme na 7. místo (za SSSR, Velkou Británií, Itálií, NDR, NSR a Francií), přičemž zhruba 89 % se na jeho produkci podílí spalovací procesy. V plošné produkci jsme s 24 t/km^2 na 3. místě za NDR a Belgií a v produkci na obyvatele na místě druhém (za NDR) s $204 \text{ kg } SO_2$ na obyvatele.

Československo přijalo závazek snížit emise SO_2 do roku 1995 o 30 % oproti stavu z roku 1980, čemuž také odpovídá prognóza emisí SO_2 v resortu paliv a energetiky (1995 - 1 049 tis. t SO_2 , skutečnost 1980 - 1 612 tis. t SO_2). Tento trend a skutečnost, že v řadě států již bylo dosaženo výrazné redukce produkce SO_2 mezi lety 1970 a 1983 (Belgie o 35 %, Francie o 52 %, NSR o 17 %, Rakousko o 50 %, Švédsko o 71 %, Švýcarsko o 35 % a Velká Británie o 42 %) svědčí o tom, že se jedná o velmi závažný

polutant. Současnou skutečností ale zůstává, že koncentrace SO_2 jsou na hranicích (nebo je překračují) přijatých limitů, resp. doporučení Světové zdravotnické organizace (WHO). Stejný stav je u dalších dominantních znečištěnin - pevných částic a aerosolů i oxidů dusíku (NO , NO_2) a například v obsahu některých toxických prvků (arsen, kadmium ap.) jsou některé limity značně překračovány. Z těchto problémů nelze jednoznačně vinit uhelné elektrárny, i když se na jejich vzniku a trvání podílejí rozhodující měrou. Všeobecně se všem těmto znečištěninám připisuje zvýšení kyselosti srážek a následně půdy i vody, což je kromě přímého působení (převážně inhalačního) počátek dalšího vlivu na člověka prostřednictvím potravinového řetězce. V souhrnu se jedná o velmi závažný problém, který je možno velmi obtížně analyzovat a vyhodnocovat zejména z toho důvodu, že dochází k synergickým efektům u působení jednotlivých škodlivin.

Nezanedbatelným problémem jsou i tuhé zbytky z procesu spalování, z nichž dílve byla určitá část uvolňována do atmosféry. V současnosti po instalaci účinných odlučovačů se dostávají do životního prostředí jako součást tuhých zbytků. Tyto tuhé zbytky jsou ukládány na odkaliště, jejichž nárůst zvyšuje potenciální nebezpečí pro životní prostředí. To spočívá zejména v:

- devastaci okolní přírody porušením mikroklimatu a biologického režimu
- znečišťování povrchových vod tuhými příměsemi, nadměrnou solností, sníženou hodnotou pH, obsahem síranových iontů
- znečištěním spodních vod průsakem (síranu, chloridy, kovy), přičemž vstup těchto látek do potravinového řetězce končí akumulací kovů (arsen, kadmium, molybden, berylium) v lidském organismu
- zvýšené radiaci - při vyšších měrných aktivitách než 400 Bq/kg zabraňuje nepřipustné úrovni záření zakrývací vrstva ornice o tloušťce nejméně 0,5 m.

Nezanedbatelná je i aktivita v emisích z uhelných elektráren, která pochopitelně souvisí s původní koncentrací uranu a jeho rozpadových produktů v palivu. Roční výpusti se pohybují na úrovni 10^9 Bq a více (zejména draslík a uran), přičemž není obvyklé hodnotit jejich účinek pomocí modelů šíření jako v případě elektráren jaderných. Rámcově se ale jedná v obou případech o přibližně stejný dopad na okolí.

Při hodnocení vlivu klasických uhelných elektráren nelze opomenout ani vliv dopravy paliva. Ten pochopitelně přímo souvisí s dopravní vzdáleností zdroje paliva od elektrárny (proto jedním ze základních lokalizačních kritérií je dopravní dostupnost paliva), ale neoddiskutovatelně zůstává množství - elektrárna o výkonu 1 000 MW spotřebuje ročně zhruba 5 000 000 t hnědého uhlí, což představuje asi 100 000 železničních vagónů.

ZÁVĚR

Přes značné problémy souměřitelně hodnotit vliv jaderných a klasických elektráren na životní prostředí dochází průmyslově vyspělá společnost k jednoznačnému závěru, že z hlediska tohoto vlivu jaderná energetika předstihuje klasické uhelné elektrárny. To spolu s její ekonomickou výhodností, ale rovněž s dostupností a relativně dostatečnou rezervou uhlí a větší pružností klasických elektráren při pokrývání potřeb elektrizační soustavy znamená, že jak jaderné elektrárny, tak elektrárny spalující uhlí, hrají naprosto rozhodující roli při uspokojování potřeb elektřiny vyspělé průmyslové společnosti konce 20. století a tuto roli budou hrát do doby náhrady novým energetickým zdrojem v průběhu 21. století.

Tabulka 1 ODHAD ÚČINKŮ VÝROBY ELEKTRINY V ROZSAHU 1 Gw_r ($8,76 \cdot 10^9$ kWh) NA LIDSKÉ ZDRAVÍ

Typ elektrárny	Úrazy při nehodách (počet ztracených pracovních dní)		Úmrtí při nehodách		Smrtelná onemocnění	
	Zaměstnanci	Veřejnost	Zaměstnanci	Veřejnost	Zaměstnanci	Veřejnost
Uhlí - dodávky paliva - doprava paliva a materiálů - běžný provoz - výstavba Celkem	1920-3100 640-880 790 590 3940-5360	 1500-1800 1500-1800	1,2-1,6 0,63-0,73 0,5 0,17 2,0-2,8	 2,7-3,8 2,7-3,8	5,6-8,4 5,6-8,4	 3,2-22 0,006-0,04 ^{1/} 3-22
Topný olej - dodávky paliva - doprava paliva a materiálů - běžný provoz - výstavba Celkem	3850 750 110 440 5150	 2-3 2-3	0,38 0,071 0,027 0,12 0,6	 0,0048 0,0048	 1-7 0,004-0,03 ^{1/} 1-7	
Plyn - dodávky paliva - doprava paliva a materiálů - běžný provoz - výstavba Celkem	2200 190 110 200 2700	2200 2 2200	0,23 0,027 0,027 0,054 0,34	0,16 0,003 0,163	 0,003-0,02 0,002-0,014 0,005-0,034	
Lehkvodní reaktor - palivo a jeho regenerace - doprava paliva a materiálů - běžný provoz - výstavba Celkem	300-400 5 10 310 620-720	 6 6	0,12 0,0025 0,3 0,082 0,23	 0,011 0,011	0,05 0,032 0,082	 0,03 0,003-0,021 0,033-0,051
Sluneční záření - dodávka materiálů - doprava materiálů - výstavba elektrárny - výstavba akumulčních zařízení - běžný provoz Celkem	450 32-44 3400 580-2300 2200-2800 6700-9000	 75-90 75-90	0,071 0,032-0,37 0,95 0,28-0,29 0,8-1,0 2,1-2,4	 0,14-0,19 0,14-0,19	 0,05-0,35 ^{1/} 0,05-0,35	

1/ Důsledek exhalací z uhlí použitého k tavení kovů atd.

Tabulka 2 PLYNNÉ VÝPUSTI Z JE DUKOVANY V ROCE 1987

nuklid	aktivita	% limitu
^{133}Xe	871,6 GBq	0,03
^{135}Xe	357,0 GBq	
radiojód	1,7 GBq	0,37
aerosoly	81 MBq	0,05
stroncium	180 kBq	0,03

Tabulka 3 KAPALNÉ VÝPUSTI Z JE DUKOVANY V ROCE 1987 (vypuštěné v $1,22 \cdot 10^7 \text{ m}^3$ vody)

nuklid	aktivita	% limitu
tritium	9 859 GBq	44,8
štěpné a korozní produkty	885 MBq to zahrnuje příspěvek z globálního spadu v dů- sledku havárie v Černobylu	1,03
	20,6 MBq aktivita původu v JE Dukovany	