

Čs. komise pro atomovou energii
Komise pro jadernou techniku ČVTS
Komisia jadrovej techniky SVTS
Dům techniky ČVTS Brno

Sborník přednášek
**JADERNÉ TEPLÁRENSTVÍ
A KONTEJNMENTY**
dotisk

ČSSR, Brno, říjen 1973

ÚISJP Zbraslav

JADERNÉ TEPLÁRENSTVÍ A KONTEJNMENTY (Dotiek)

**Konference pořádaná Československou komisí pro atomovou energii,
Českou vědeckotechnickou společností a Slovenskou vědeckotech-
nickou společností ve dnech 3. až 5. října 1973 v Brně.**

**Pro Československou komisí pro atomovou energii vydalo
Ústřední informační středisko pro jaderný program
Zbraslav 1974**

Editor ing. Zdeněk Hátle

Vedoucí publikačního oddělení ing. Oldřich Suchánek

Vydání první - 86 s. (23 obr.) - počet výtisků 200

Neprodejná účelová publikace

OBSAH

1. Anotace dodatku sborníku .	4
2. Seznam účastníků konference	5
3. Zahájení - prof. dr. techn. ing. Vladimír Enekl - VUT Brno, garant konference	9
4. Slavnostní uvítací projev ke konferenci o jaderném teplárenství a kontejnmentech - ing. Vladimír Štroner, primátor města Brna	10
5. Úvodní přednáška - ing. Jan Neumann, předseda ČSKAE	12
 SEKCE A - <u>BEZPEČNOST JADERNÝCH TEPLÁREN V OBLASTECH S HUSTÝM OSÍDLENÍM</u>	
předseda ing. František Klik, CSc. - ČSKAE	
6. Úkoly státního dozoru při zajišťování bezpečnosti jaderných zařízení - ing. František Klik, CSc. - ČSKAE	15
7. Bezpečnostní kritéria pro projektování kontejnmentu - ing. Zdeněk Kříž - ČSKAE	22
8. Kritéria radiální ochrany při výstavbě jaderných tepláren - MUDr. Josef Ševc, MUDr. Emil Kunz, MUDr. Ladislav Náměstek, Institut hygieny a epidemiologie - centrum hygieny záření, Praha	27
9. Diskuse (sekce A)	32
10. Závěry - předseda sekce A	35
 SEKCE B - <u>PROJEKTY A EKONOMIKA JADERNÝCH TEPLÁREN</u>	
předseda ing. Jan Hrdlička - Energoprojekt, Praha	
11. Использование атомных станций большой мощности при большой отдаленности потребителя для теплоснабжения - Эрих Гундерман - Технический университет, Дрезден	37
12. Quantitative Comparison of Containment - Buildings for PWR - M. Heitsch, R. Müller, K. Kubis, R. Thäle, G. Jilmann - Technical University of Dresden	48
13. Diskuse (sekce B)	55
14. Závěry - předseda sekce B	61
 SEKCE C - <u>PERSPEKTIVY ROZVOJE JADERNÝCH ZDROJŮ V JADERNÉM TEPLÁRENSTVÍ I DALŠÍCH OBLASTECH</u>	
předseda ing. Václav Chlumský - ŠKODA Pízeň	
15. Feasibility of a single-purpose reactor plant for district heating in Finland - R. Tarjanne, S. Vuori, L. Eerikäinen, L. Saukkariip, Technical Research Centre of Finland, Helsinki	62
16. Diskuse (sekce C)	74
17. Závěry - předseda sekce C	84
18. Závěrečný projev - prof. dr. techn. ing. Vladimír Enekl - VUT Brno - garant konference	85

1. Anotace dodatku sborníku

Dodatek sborníku o konferenci "Jaderné teplárenství a kontejnmenty" obsahuje úvodní projevy garanta konference, předsedy ČSKAE a primátora města Brna. V této části je vysvětlen důvod konání konference, rozvoj jaderné energetiky v ČSSR a stav teplárenství a rozvoj města Brna.

Sekce A pojednává o problémech bezpečnosti v hustě osídlených oblastech. Uvedené přednášky i diskuse se zabývaly úkoly státního dozoru při zajišťování bezpečnosti jaderných zdrojů a byla analyzována bezpečnostní kritéria a kritéria radiační ochrany při realitaci jaderných tepláren.

V sekci B jsou uvedeny přednášky z NDR o použití jaderných zdrojů pro topfifikaci více vzdálených od míst konsumu a kvantitativní srovnání různých typů kontejnmentů pro tlakovodní reaktory. V diskusi této sekce byly předneseny informace o možnostech realizace kombinovaných jaderných zdrojů v Praze, Polsku a Maďarsku. Samostatný příspěvek se týká vývoje turbin pro jaderné teplárenství.

Přednáška v sekci C se týká vhodnosti použití jednodúčelového jaderného reaktoru pro dálkové vytápění ve Finsku.

Celkové závěry vyzněly pro podporu rozvoje této oblasti použití jaderných reaktorů.

2. Seznam účastníků konference

1. Jaroslav AMBROZ
České vysoké učení technické, fakulta strojní, Praha
2. Jozef BARČANSKÝ
Východoslovenské energetické závody, Košice
3. Ján BARTÓK
Výzkumný ústav bezpečnosti práce, Bratislava
4. Ladislav BARTOŠÍK
Závody Slovenského národního povstání, Žiar nad Hronem
5. Irena BÉBAROVÁ
Ústav vědecko-technických a ekonomických informací, Praha
6. Josef BEDNÁŘ
ČKD Blansko
7. Zdeněk BRUNCLÍK
Vysoké učení technické, fakulta strojní, Brno
8. Jan BRZOBHATÝ
Výzkumný ústav chemických zařízení, Brno
9. Zdeněk BUCHÁČEK
České energetické závody, Praha
10. Pavel BUCHNÍČEK
Výzkumný ústav chemických zařízení, Brno
11. Jaromír BUCHTA
ENERGOINVEST, Praha
12. Jozef CARACH
Krajská hygienická stanice, Bratislava
13. Miroslav CIBULA
Státní plánovací komise, Praha
14. Jozef ČERNUCH
Slovenské energetické podniky, Bratislava
15. Laco DERIAN
Československá komise pro atomovou energii, Praha
16. František DLOUHÝ
ENERGOPROJEKT, Praha
17. Pavel DUBROVČÁK
Atomová elektrárna A-1, Trnava
18. František DVOŘÁK
Chemické závody, Záluží
19. Miroslav ĐURČÍK
CHEMOPROJEKT, Praha
20. Vladimír ENENKL - sen.
Vysoké učení technické, fakulta strojní, Brno
21. Vladimír ENENKL - jun.
Slovenské energetické podniky, Brno
22. Miroslav FIGEL
České energetické závody, Praha
23. Bohumil FLEMMING
Federální ministerstvo pro technický a investiční rozvoj, Praha
24. Jan HANZLÍK
ENERGOPROJEKT, Praha
25. Zdeněk HÁTLE
Československá komise pro atomovou energii, Praha
26. Stanislav HAVEL
Ústav jaderného výzkumu, Řež
27. Zdeněk HAVELKA
Státní výzkumný ústav pro stavbu strojů, Běchovice
28. Rostislav HAVLÍČEK
ENERGOPROJEKT, Praha
29. Jaroslav HERODES
ENERGOPROJEKT, Praha
30. Svatava HLADÍKOVÁ
Jihomoravské energetické závody, Brno
31. Břetislav HORÁK
ENERGOINVEST, Praha
32. Jan HRDLÍČKA
ENERGOPROJEKT, Praha
33. Rostislav HROMEK
Federální ministerstvo paliv a energetiky, Praha
34. Václav CHLUMSKÝ
ŠKODA - Závod výstavby jaderných elektráren, Plzeň
35. Dušan CHORVÁT
Výzkumný ústav hygieny práce a chorob z povolání, Bratislava
36. Jaromír CHYSKÝ
Ústav hygieny práce uranového průmyslu, Praha
37. Karel JANDCUREK
SPOLANA, Neratovice
38. Ladislav JANKŮ
Výzkumný ústav čerpacích zařízení a armatur, Olomouc
39. Rostislav JELÍNEK
SIGMA - Inženýrský a projektový závod, Olomouc
40. Jiří JEŽ
Výzkumný ústav energetický, Brno
41. František JIROUŠ
České vysoké učení technické, fakulta strojní, Praha
42. Antonín KABÁT
Městská hygienická stanice, Brno
43. Josef KADLEC
České energetické závody, Praha
44. Ladislav KAISLER
Ústav jaderného výzkumu, Řež
45. Oldřich KALHOUS
UNICHEM, Pardubice
46. Ladislav KALINČÍK
Výzkumný ústav energetický, Piešťany
47. Tomáš KARMAN
ENERGOPROJEKT, Praha
48. Oldřich KAZDA
Královopolské strojírny, Brno
49. Jaroslav KELLER
Městský národní výbor, Brno

50. Milan KLAIL Výzkumný ústav energetický, Praha
51. František KLIK Československá komise pro atomovou energii, Praha
52. Ivan KNAPKO Závody Slovenského národného povstání, Žiar nad Hronom
53. Zdeněk KOBZA Vysoké učení technické, fakulta architektury a stavební techniky, Brno
54. Václav KOLÁŘ ENERGOPROJEKT, Praha
55. Jaroslav KORIČÁNEK Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, České vysoké učení technické, Praha
56. Karel KOŠTÁL Útvar hlavního architekta města Prahy
57. Milan KOUSAL První brněnská strojírna, Brno
58. Josef KOZÁK Slovenské energetické podniky, Bratislava
59. Josef KRÁLOVEC ŠKODA - Závod výstavby jaderných elektráren, Pízeň
60. KRAMOLIS Městský národní výbor, odbor územního plánování a architektury, Brno
61. Jiří KREIHANSL Československá komise pro atomovou energii, Praha
62. Zdeněk KRÍŽ Československá komise pro atomovou energii, Praha
63. Alois KUBÁČEK První brněnská strojírna, Brno
64. Lubomír KUBEČEK Výzkumný ústav chemického zařízení, Praha
65. Miroslav LAMPAR SIGMA - Inženýrský a projektový závod, Olomouc
66. František LEHAR Městský národní výbor, Brno
67. Emil LOUBAL Královopolské strojírnny, Brno
68. Antonín MATOUŠEK Vysoké učení technické, elektrotechnická fakulta, Brno
69. Vladislav MAZÁČ ENERGOPROJEKT, Ostrava
70. Jiří MEDUNA ENERGOPROJEKT, Praha
71. Rudolf MELICHAŘÍK ENERGOPROJEKT, Ostrava
72. Zdeněk MIČÁNEK Královopolské strojírnny, Brno
73. Pavel MINICH První brněnská strojírna, Brno
74. Jozef MIŠÁK Výzkumný ústav energetický, Jaslovské Bohunice
75. Petr MORAVICKÝ Slovenské energetické podniky, Bratislava
76. Viktor MÜLLER ŠKODA - Závod výstavby jaderných elektráren, Pízeň
77. Ladislav NÁMĚSTEK Institut hygieny a epidemiologie, Praha
78. Josef NEKOLNÝ ENERGOPROJEKT, Praha
79. Jan NEUMANN Československá komise pro atomovou energii, Praha
80. Bohumil OBODA CHEMOPETROL, Praha
81. Rudolf ONDERA Vysoká škola strojní, Bratislava
82. Stanislav OTÝS ŠKODA - Závod výstavby jaderných elektráren, Pízeň
83. Milan PAKÁN Slovenské energetické podniky, Bratislava
84. Otakar PANCHÁTEK Československá komise pro atomovou energii, Praha
85. Milan PAVLÍK Slovenské energetické podniky, Brno
86. František PEŘINA Československá komise pro atomovou energii, Praha
87. Marie PETRÁŠOVÁ Krajská hygienická stanica, Bratislava
88. Jaroslav PFANN Ústav jaderného výzkumu, Řež
89. Vladimír PLANĚK ŠKODA - Závod výstavby jaderných elektráren, Pízeň
90. Antonín PODEŠVA Státní plánovací komise, Praha
91. Ladislav PODROUŽEK Brno
92. Bartoloměj POLÁK ŠKODA - Závod výstavby jaderných elektráren, Pízeň
93. Radomír QUITTA První brněnská strojírna, Brno
94. Zdeněk RAMÍK Vysoké učení technické, fakulta strojní, Brno
95. Milan REITER České energetické závody, Praha
96. Josef REJZEK Federální ministerstvo pro technický a investiční rozvoj, Praha
97. Jiří RICHTER ENERGOINVEST, Praha
98. Zdeněk ŘEHŮREK Jihomoravské energetické závody, Brno
99. Jaroslav SCHVAMBERGER Energetický závod, ŠKODA Pízeň

- | | |
|------------------------|--|
| 100. Zdeněk SKÁLA | Vysoké učení technické, fakulta strojní, Brno |
| 101. Jaromír SKALICKÝ | Ústav hygieny práce uranového průmyslu, Píbram |
| 102. Bohumil SOUČEK | Federální ministerstvo paliv a energetiky, Praha |
| 103. Vladimír SRB | České energetické závody, Praha |
| 104. Ludovít STROMP | Krajská hygienická stanice, Bratislava |
| 105. Zdeněk ŠEBELA | Jihomoravské energetické závody, Brno |
| 106. Karel ŠELIGA | Slovenské energetické podniky, Brno |
| 107. Josef ŠEVC | Institut hygieny a epidemiologie, Praha |
| 108. Ladislav ŠIMURDA | SIGMA, Brno |
| 109. Josef ŠLOUF | ŠKODA Pízeň - závod Turbiny |
| 110. Jaromír ŠMERDA | Královoopolská strojírna, Brno |
| 111. Miloslav ŠPIČKA | První brněnská strojírna, Brno |
| 112. Martin ŠPIRKO | Slovenské energetické podniky, Jaslovské Bohunice |
| 113. Václav ŠTÝS | Útvar hlavního architekta města Prahy |
| 114. Emil ŠULC | ENERGOPROJEKT, Praha |
| 115. Jaroslav TÓTH | Závody slovenského národního povstání, Žiar nad Hronom |
| 116. Ján TRNEUS | Atomová elektrárna A-1, Jaslovské Bohunice |
| 117. Čeněk URBAN | ENERGOINVEST, Praha |
| 118. Jozef URSÍNÝ | Slovenské energetické podniky, Bratislava |
| 119. Silvestr VÁGNER | Městský národní výbor, Brno |
| 120. Jiří VALÁŠEK | ENERGOPROJEKT, Praha |
| 121. Václav VANĚK | Ústřední informační středisko pro jaderný program,
Zbraslav |
| 122. Walter VELART | České energetické závody, Praha |
| 123. Jan VOBOŘNÍK | ENERGOPROJEKT, Praha |
| 124. Jiří VODRÁŽKA | Slovenské energetické podniky, Jaslovské Bohunice |
| 125. Miroslav VOJTOVIČ | Vítkovické železářny Klementa Gottwalda, Ostrava |
| 126. Jaromír ZAPLETAL | ENERGOPROJEKT, Praha |
| 127. Václav ZEMÁNEK | Útvar hlavního architekta města Brna |
| 128. Helena ZEMÁNKOVÁ | Vysoké učení technické, fakulta strojní, Brno |
| 129. Rudolf ZBYTEK | Jihomoravské energetické závody, Brno |
| 130. Jiří ZIKMUND | ŠKODA, Pízeň |
| 131. Jaromír ZLÁMAL | Výzkumný ústav chemických zařízení, Brno |
| 132. Ján ŽNUK | Útvar hlavního hygienika, Bratislava |

ZAHRAŇIČNÍ ÚČASTNÍČI

Bulharsko

1. Simov MILAKI

Ministerstvo chemického průmyslu a energetiky, Sofie

Finsko

2. Mikko HURME

FINNATOM, Helsinki

3. Risto TARJANNE

Technical Research Centre of Finland, Helsinki

4. Tapio EUROLA

Institute of Radiation Physics, Helsinki

5. Jouko MIKOLA

Chief of Research Bureau Haukilahti

Maďarsko

6. Kálmán KOSTENSZKY

EGI ERŐTERV, Budapest

7. Ignác CSABA

EGI ERŐTERV, Budapest

8. Joseph BERENTE

Technical University of Budapest

9. József HALZL

Institut für Energiewirtschaft Budapest

NDR

10. Horst ZABKA

ORGREB- IFK Berlin

11. Horst ROSENKRANZ

VEB Kombinat Kraftwerksanlagen Berlin

12. Erich GUNDERMANN

Technische Universität Dresden

13. Herbert EINHORN

Staatl. Min. für Atomisicherheit und Strahlenschutz
Berlin

14. Reinhard THALE

Technische Universität Dresden

Polsko

15. Andrzej BOŻEK

Ministerstwo Górnictwa Warszawa

16. Tadeusz MUSIALOWICZ

Ministerstwo Górnictwa Warszawa

17. Władysław SIKORA

Ministerstwo Górnictwa Warszawa

18. Bogdan GWIAZDOWSKI

CLOR Warszawa

19. Jerzy URBAŃSKI

Koordin. probl. elektr. jądrowych

20. Karol SKORNIK

Instytut Badań Jądrowych, Warszawa

21. Marek BERNATOWICZ-LEAKOWICZ

Instytut Badań Jądrowych Swierk Warszawa

22. Ryszard HARDEJEWSKI

Energoprojekt, Warszawa

23. Mirow KOWALSKI

Energoprojekt, Warszawa

24. Stanisław SKIBA

Vedomstvo po atomnej energii, Warszawa

25. Kazimierz GRZEBULA

Energoprojekt, Warszawa

26. Jerzy LASZKIEWICZ

Energoprojekt, Warszawa

3. ZAHÁJENÍ

Vážené soudružky a soudruzi, vážené dámy a pánové, milí hosté,

zahajují naši konferenci o jaderném teplárenství a kontejnmentech, která vznikla z iniciativy Československé komise pro atomovou energii, České komise pro jadernou energetiku ČVTS a Slovenské komisie pre jadrovú techniku SVTS. Nad touto konferencí přijali záštitu federální ministerstvo pro technický a investiční rozvoj, federální ministerstvo paliv a energetiky, ministerstva zdravotnictví České a Slovenské republiky a primátor našeho, konferenci hostícího města Brna s. ing. Vladimír Štroner. Již tento výčet nejvyšších zainteresovaných orgánů ČSSR ukazuje, jak důležitá bude problematika projednávaná na tomto našem setkání specialistů, zodpovědných za další vědeckotechnický vývoj v oblasti uplatnění jaderné energie ve společenské praxi. Účast delegátů a jejich velký zájem o tuto perspektivní oblast energetiky většiny zemí RVHP dokazuje, že je v našem i jejich společenském zájmu využívat jaderné energie nejenom k zabezpečování základní energetické formy energie elektrické, ale využívat ji s vyšší ekonomičností i pro zásobování teplem ve všech oblastech, kde lze teplo, jinak i ztracené, využívat.

Vítám mezi námi předsedu ČSKAE s. ing. Jana Neumanna, který s kolektivem celé komise věnuje tomuto oboru mimořádnou pozornost. Vítám dále představitele ČSVTS s. řed. ing. Havla a SVTS s. řed. ing. Tomčíka, které řešení vědeckotechnické problematiky jaderného teplárenství zajišťují a rozvíjejí.

Zvláště srdečně vítám mezi námi Vás, všechny představitele z PLR, NDR, MLR, BLR a ze spřáteleného Finska.

Vítám primátora města Brna s. ing. Vladimíra Štronera, který je nejen hostitelem naší konference, ale i horečnatým propagátorem jaderného teplárenství u nás.

Konání konference právě v Brně není náhodné. Vyplývá jak z tradice teplofikace města na nejvyšší úrovni, tak i z potřeb rychlého zabezpečení zvýšené potřeby energie elektrické i tepelné tohoto významného centra našeho průmyslu. Podmínky pro výstavbu jaderné teplárny v Brně jsou u nás jedny z nejvýhodnějších.

Vítám Vás, všechny ostatní účastníky konference. Svou účastí dokumentujete, že je ve společenském zájmu nás všech bezpečné jaderné teplárenství dovést na takovou úroveň, abychom mohli zodpovědně stanovit technické a realizovatelské podmínky pro výstavbu jaderných tepláren, zvláště v podmínkách hustého osídlení.

Dovolte, abych vyslovil přesvědčení, že svou aktivní účastí nejen v přednáškách, nýbrž i v diskusi, se vynasnažíme zcela neformálně a otevřeně analyzovat problémy, které plné uplatnění jaderné teplofikace oddalují a dát návrhy na jejich úspěšné řešení. To je hlavním cílem naší konference.

ing. Vladimír Š t r o n e r
primátor města Brna

4. SLAVNOSTNÍ UVÍTACÍ PROJEV KE KONFERENCI O JADERNÉM TEPLÁRENSTVÍ A KONTEJNMENTECH

Vážené soudružky a soudruzi, dámy a pánové, vážení hosté!

Dostalo se mi dnes vzácné příležitosti, abych Vás všechny v zastoupení občanů a politických a veřejných organizací co nejardečněji uvítal u nás v Brně při příležitosti vaší konference o jaderném teplárenství.

Sešli jste se proto, abyste si s vysokou kvalifikovaností vyměnili poznatky s zkušeností z oboru, který z hlediska celosvětového technického rozvoje má také v našem státě významné celospolečenské pozvání.

V uskutečnění Vaší konference právě v Brně spatřujeme také uznání významu, který je městu Brnu v záměrech výstavby jaderných zdrojů na území našeho státu přisuzován.

Význam našeho města, ať již z jeho mnohaletých tradic společenských, seskupení kapacit výrobních sil, centra rozsáhlé oblasti kulturní a obchodní, je zvýrazněn ještě v poválečných letech prudkým rozvojem výstavby bytové, průmyslových závodů a služeb, školské a výzkumné základny.

Tento rozvoj je také v souladu s cíli, vytyčenými XIV. sjezdem Komunistické strany Československa, zaměřenými k řešení bytového problému v ČSSR, které se promítají do zrychleného tempa bytové a občanské výstavby v našem městě. Zatímco v období 3. a 4. pětiletky počet dokončených bytů nedosahoval plně hranice 10 tisíc, byl úkol pro 5. pětiletku zvýšen na více než 17 tisíc bytů a pro 6. pětiletku se počítá zhruba s 20 tisíci novými, komfortními byty.

Toho času se pracuje na dlouhodobém výhledu v rozvoji města do roku 2000. Podle zpracované prognózy vývoje lidského faktoru je předpokládán trend města do roku 1990 počtem 400 tisíc obyvatel a v roce 2000 až 450 tisíc obyvatel. V těsné vazbě na prognózu osídlení je vypracován také plán perspektivního růstu města a jeho příměstskými oblastmi a jejich postupným začleňováním do brněnské aglomerace.

Základním předpokladem pro růst města bylo zajištění dostatečného množství vhodných ploch pro soustředěnou bytovou a občanskou výstavbu a určení výstavby průmyslových závodů do vhodných lokalit. Přitom se vycházelo ze zásady šetřit v maximální míře kvalitní zemědělskou půdu.

Ze sídlištních celků územně a projekčně připravovaných, na nichž bytová výstavba již započala nebo započne v této, popřípadě příští pětiletce, je možno jmenovat sídliště Československo-sovětského přátelství Bohunice s 9 500 byty, sídliště Líšeň v první etapě s 8 000 byty, sídliště Kohoutovice s 3 500 byty, sídliště Bystře v I. a II. etapě s celkovým počtem 7 000 bytů a sídliště Sadová se 4 500 byty. Zvláštní pozornost a zájem je soustředěn také na obnovu bytového fondu ve stávající zástavbě, kde na příklad asanace části Židenic - označená jako sídliště Stará Osada - započaly již na jaře v tomto roce.

Tento prudký rozvoj bytové výstavby, průmyslu, služeb a celkové úrovně obyvatelstva, je podmíněn odpovídajícím rozvojem technické vybavenosti. Jedním z rozhodujících faktorů tohoto rozvoje je proto i otázka způsobu zásobování teplem.

V městě Brně, jako jednom z mála měst v naší republice, zapustilo klasické teplárenství své kořeny již počátkem třicátých let. Tento prvek technické vybavenosti města přispěl jednak k odstranění lokálních topenišť řady průmyslových závodů, jednak také k vý-

raznému podílu plně komfortních a moderních bytů s dálkovým vytápěním. Zvlášť výrazný je tento podíl v posledních 10 letech u nové bytové výstavby, kde se již - v důsledku používání prefabrikovaných stavebních dílů - prakticky od individuálního lokálního otopu úplně upustilo.

S pozitivními vlivy, které teplárenství městu přineslo, dostavily se však i vlivy negativní, a to jsou především tuhé a plynné exhalace. Produkce jejich množství je nosporně závislá na stáří, technické úrovni a provozní spolehlivosti odlučovacích zařízení.

Výsledky měření z roku 1972 prokázaly, že v některých částech města roční průměr prašného spadu dosahuje až sedminásobku přípustné maximální hodnoty a koncentrace kysličníku siřičitého se vyskytuje v přípustné hodnotě jen na ploše 28 % z celého území města Brna, na ostatním území je již značně překročena. Nejvyšší koncentrace a to jak tuhých, tak i plyných exhalací se projevují v okruhu kolem nynějšího teplárenského zdroje na Špitálkách. Škody způsobené exhalacemi národnímu hospodářství jsou nesmírné a na zdraví občanů nena- hraditelné.

Jako druhý závažný negativní vliv na životní úroveň obyvatelstva, výrobní procesy průmyslových závodů a městskou vybavenost jsou disproporce ve výkonech teplárenských zdrojů a v potřebách tepla u odběratelů. V oblasti centralizovaného zásobování teplem chybí v současné době již výkon 120 Gcal/hod. z potřebného množství 640 Gcal/hod. Po dobu plných deseti let jsou tyto disproporce vyrovnávány neúnosnými regulačními opatřeními, která způsobují značné národohospodářské a politické škody.

I když počítáme s dokončením započaté výstavby 1. části teplárny v Maloměřicích v roce 1975 a druhé části v roce 1978, do roku 1981 dosáhnou disproporce ve zdrojích a potřebách tepla - ve spojitosti s dožitím původní části teplárny Špitálka - více než dvojnásobku disproporcí stávajících.

Tento stav a z něj vyplývající důsledky, s přihlédnutím k vyjasnění a stabilizaci dalšího rozvoje města, podložené schváleným Směrným územním plánem města Brna vládou ČSSR v roce 1971, jsou proto jedněmi ze základních argumentací pro urychlenou výstavbu nových teplárenských kapacit.

Provedený průzkum, vypracovaná studie a zhodnocení předními odbornými a vědeckými pracovníky Československé komise pro atomovou energii, federálního ministerstva paliv a energetiky a dalších organizací, dostatečně prokázaly, že město Brno s chledem k výraznému rozvoji stávajícího teplárenského systému i jiným podmínkám, které jsem uvedl, má nejen předpoklady, ale i nutnou potřebu řešit nové teplárenské kapacity na principu jaderné energie.

Závažnou otázkou a řešením při výstavbě jaderného zdroje bude jeho umístění, provozní a havarijní bezpečnost, stanovení hranice bezpečnosti trvalého osídlení, přísun nového a odvoz vyhořelého jaderného paliva apod.

Jsem přesvědčen, že průběh vaší konference, která je k řešení těchto otázek zaměřena a od níž je možno očekávat pozitivní návrhy na řešení, přispěje velmi kladně k brzké realizaci výstavby první jaderné teplárny v naší socialistické vlasti.

Závěrem si dovoluji vaší konferenci a všem jejím účastníkům popřát mnoho zdaru v jednání, a mimobrněnským účastníkům - zejména pak hostům ze zahraničí - příjemný pobyt v našem městě.

5. ÚVODNÍ PŘEDNÁŠKA

Vážení hosté, soudruhy a soudruzi!

Dovoluťe mně úvodem, abych Vás srdečně pozdravil jménem federálního ministerstva pro technický a investiční rozvoj i jménem Československé komise pro atomovou energii. Zatím pod pojmem mírové využívání atomové energie jsme mysleli především výstavbu jaderných elektráren. Proč se dnes zabýváme otázkami využití jaderného tepla v jaderných teplárnách? Je to proto, že problém tepla z hlediska perspektivních potřeb je právě tak vážný jako problém elektřiny. Ukážu vám to na diagramu č. 1.

Na tomto diagramu vidíte jednu z variant rozvoje potřeby primárních energetických zdrojů v Československu do roku 2000. Nejde o absolutní cifry, ty jsou ještě stále při dalším prohlubování prací na perspektivě v pohybu. Jde spíš o problém kvalitativní. Jak vidíte ze současné celkové spotřeby kolem 70 mil. tun měrného paliva v ČSSR, využíváme na výrobu elektrické energie jenom asi 26 %. Zbývajících, tedy 74 %, využíváme přímo jako tepla, ať už v průmyslu nebo v komunálně bytovém hospodářství. Výhled ukazuje, že podíl elektřiny na celkové energetické bilanci poroste tak, jak je tomu ve všech ostatních vyspělých hospodářských státech. Očekáváme, že v příštích deseti letech, tzn. do roku 1980, podíl elektřiny vzroste asi na 30 % a v roce 2000 pravděpodobně překročí již asi 50 % z celkové energetické bilance. Mluvíme proto právem o postupné úplné elektrifikaci, neboť zejména v příštím století nabude elektřina již převahy nad všemi ostatními formami energie. Přesto si ovšem musíme uvědomit, že celková potřeba je i nadále vážným problémem. I když potřeba tepla roste pomaleji než potřeba elektřiny, bude nutné rozšiřovat systematicky zdroje tepelné energie. Jaké máme dnes v Československu k dispozici zdroje? Je to především naše uhlí. Dále je to těžký topný olej a lehký topný olej, které vyrábíme ze sovětské ropy, ovšem jejich zdroje budou omezené, neboť ropu budeme stále více využívat jako zdroje pohonných hmot a petrochemických surovin. Dalším významným rostoucím zdrojem je sovětský zemní plyn. Těchto, jak říkáme klasických energetických surovin, využíváme jednak k individuálnímu otopu, jednak v blokových kotelnách, jednak v teplárnách; to se týká zásobování komunálně bytové sféry. Je nesporné, že výstavba tepláren, tzn. elektráren, které vyrábějí elektřinu a teplo na bázi klasických zdrojů, je vysoce ekonomicky efektivní. Vždyť vyrábíme s daleko vyšší účinností při menší potřebě živé práce a velkých úsporách v distribuci tepla. Ovšem, jak ukázal i soudruh primátor, velké teplárny spalující uhlí i elektrárny spalující těžké topné oleje vyvolávají vážné problémy v našem životním prostředí. Na dalším obrázku vidíte právě tu známou teplárnu brněnskou, které se říká Špitálka, a současně vidíte, jak složité problémy vyvolává v atmosféře ovzduší svou obrovskou vlečkou kouřových plynů, obsahujících vysoké procento popílku a samozřejmě i kysličníku siřičitého. Zabývali jsme se spolu s našimi zemědělskými odborníky otázkami kysličníku siřičitého, zejména z hlediska jeho vlivu na rostliny a ukáži vám na dalších obrázcích, co jsme prostřednictvím radioaktivní síry zjistili. Na tomto obrázku je vidět, jak se ukládá kysličník siřičitý v našich jehličnatých stromech. To bílé jsou vlastně stopy tváření, které vydává sira a vidíte tedy, že jehličnatý strom, který musí žít v prostředí zamořeném kysličníkem siřičitým, absorbuje velmi účinně tento kysličník siřičitý zejména v jehličí a přirozeně, že postupem času hyně. Obdobný vliv má kysličník siřičitý i na listnaté stromy. Na dalším obrázku uvidíte, jak jsme pomocí radioaktivní síry vysledovali ukládání kysličníku siřičitého v listech. Je přirozené, že tedy i listy hynou, opadávají, i když tento strom se může ještě několikrát zazelenat, poněvadž shazuje každoročně listí, zatímco jehličnatý strom trpí mnohem více. Je přirozené, že podobně trpí vlivem kysličníku siřičitého i živočichové

a přirozeně i člověk. Změna palivové základny má pronikavý vliv na přírodní prostředí. Ukážeme si to na dalším obrázku, který znázorňuje, jak se během 15 let změnila situace v Londýně. Londýn, jak všichni víte, byl vždy charakterizován jako město s londýnskou mlhou, tato mlha, jak se ukazuje, byla do značné míry vyvolávána popílkem a kyslíčnícem sifititým v ovzduší. Angličané v padesátých letech vydali zákon, kterým se zakázalo v Londýně spalovat pevná paliva. A diagram, který vidíte, ukazuje v zimě průměrné sluneční záření v hodinách za den. Je vidět, že během 15 let se průměrné sluneční záření v Londýně zvýšilo o 100 %.

Je nutné pečlivě prozkoumat otázku perspektivy v rozvoji teplárenství v Československu jak z hlediska surovinového zabezpečení, tak z hlediska vlivu na životní prostředí. Z klasických paliv by mělo být převážně využíváno zemního plynu a lehkého topného oleje, event. kombinace těchto dvou klasických zdrojů, a to i v individuálním topení či blokových kotelnách, v menší míře i teplárnách. Považujeme za rozhodující faktor využívat v budoucnosti jaderné elektrárny s odběrem tepla jako velkého perspektivního zdroje, především pro komunální bytovou sféru. Pracujeme pak dál i v rozvoji vytápění elektřinou, které se zdá nejkulturnější a nejvýhodnější, ovšem musíme přihlídnout k možnostem, které máme v perspektivě při rozvoji výroby elektřiny pro bytové komunální sféru. Zřejmě i elektřina v nejbližším období bude rezervována jen pro historická centra velkých měst, kde jiné formy centrálního zásobování energií nejsou možné.

Chtěl bych nyní říci několik slov k otázkám jaderných elektráren s odběrem tepla. Zatím co u klasických tepláren je hlavním cílem výstavby zásobování teplem a výroba elektřiny je jen zlepšením ekonomie teplárny, můžeme u jaderných elektráren s odběrem tepla hovořit o opačném poměru. Jde v podstatě o klasickou elektrárnu s velkými jadernými reaktory 440 MW a přechod na 1000 MW, které mohou odběrem z turbin dodávat teplo pro komunální bytovou sféru. Je to samozřejmě možné tehdy, přiblížíme-li jaderné elektrárny s odběrem tepla k velkým městským a průmyslovým aglomeracím. Jak ukazují propočty, jaderná elektrárna s odběrem tepla v podstatě zlepšuje ekonomii výroby energie. Je to přirozené, poněvadž s účinností kondenzační elektrárny, která při voroněžském typu se pohybuje kolem 30 %, můžeme při stoupajícím využití ostatního tepla zvýšit účinnost na 80 - 90 %. To se nutně projeví v ceně dodávaného tepla při konstantní ceně elektřiny. Je nesporné, že jaderná elektrárna s odběrem tepla podstatně zlepšuje životní prostředí ve velkých městských aglomeracích. Je dále i nesporné, že jaderná elektrárna s odběrem tepla ve srovnání s uhelnou elektrárnou pronikavě zlepšuje i pracovní prostředí a je jednou z cest komunistického sblížení fyzické a duševní práce.

Základním problémem jaderných elektráren s odběrem tepla, umístovaných blízko městských aglomerací, je otázka jaderné bezpečnosti. Všichni víte, že v současné době se ve světě při rozmísťování jaderných elektráren setkáváme s odporem veřejnosti, a to i ve velmi vyspělých společnostech, jako je Severní Amerika nebo některé evropské státy. Jsme svědky tzv. radiofobie, vyvolávané často i tzv. pseudovědci, kteří za cenu osobní popularity vyvolávají jak říkáme duchy.

Chtěl bych na dalším obrázku ukázat, že člověk žije v radioaktivním prostředí. Tento obrázek byl vydán Mezinárodní agenturou pro atomovou energii ve Vídni. Na něm je názorně ukázáno, jak v různých prostředích je člověk zasažen radioaktivitou, z nichž největší podíl připadá na kosmické záření. Člověk, který vystoupí na horu vysokou 3000 m dostává dávku až 1000 mrem. Dávku z kosmického záření dostane i pokud je na úrovni mořské hladiny, samozřejmě asi na třetinové hodnotě. Dále člověk dostává dávku asi 17 mrem z radioaktivního črasklíku, který je obsažen v organismech. Konečně pak člověk dostává pravidelné dávky i z hornin, po kterých kráčí, a záleží na tom, zda jsou to horniny sedimentární, nebo zda-li je to granit. Jak víte, my v Čechách žijeme na granitu již 1000 let a ty dávky z granitu jsou dosti značné, a přesto žijeme i nadále dobře. Je možné sumarizovat, že dávky, které člověk dostane, obnáší 140 - 200 mrem, podle toho v jakém prostředí se pohybuje. V provozu jaderných elektráren dostává obluha dávku 2 mrem, podle statistik zpracovaných MAAE; žili je asi na úrovni 1 % veškerých dávek z přírodního prostředí. V okolí elektrárny pak jsou dávky z normálního provozu neměřitelné. Naši lékaři vědí, že při rentgenovém snímku,

zvláště na ne příliš dokonalých rentgenových aparátech, dostane člověk dávku 50 mrem, tj. asi jako za 25 let práce v jaderné elektrárně, za předpokladu, že nedojde k havárii. A zde jsme u klíčové otázky. Zatím ve světě jaderné reaktory odpracovaly již 1000 reaktorroků aniž by došlo k nějaké vážné havárii, která by jakýmkoliv způsobem narušila zdraví obsluhy, tím méně zdraví obyvatelstva žijícího v okolí jaderných elektráren. Přesto musíme při projektování jaderných elektráren s pravděpodobností havárií počítat a tato pravděpodobnost poroste samozřejmě s instalovaným výkonem jaderné elektrárny. Jako největší pravděpodobná havárie, ke které by mohlo dojít na tlakovodním reaktoru, je prasknutí primárního okruhu. Jde pak o to, tuto havarii likvidovat takovým způsobem, aby nedošlo z prostoru elektrárny k úniku radioaktivní páry, která se uvolní při prasknutí primárního okruhu a aby byla zajištěna dochlazování aktivní zóny tak, aby se nemohla roztavit vlivem nedostatku chladicí vody. Tyto složité technické bezpečnostní otázky jsou řešeny jednak tlakovým a beztlakovým ochlazováním aktivní zóny, jednak výstavbou dvojitých obálek, v mezinárodním značení kontejnmentů. A je právě předmětem naší konference zabývat se zejména touto otázkou bezpečnosti jaderné elektrárny tak, abychom mohli jako technici i zdravotníci vystoupit společně s doporučením výstavby jaderné elektrárny s odběrem tepla.

Závěrem bych chtěl promítnout diagram, kterým znázorňujeme plánovaný rozvoj jaderné energetiky v Československu na nejbližší období. Jak víte, v současné době budujeme dvě voroněžské elektrárny o celkovém výkonu 1700 MW, které mají být uvedeny do provozu do roku 1980. Naše centrální orgány připravují další dohodu se sovětskou stranou, podle níž do roku 1985 má být vybudováno dalších asi 3700 MW, takže celkový instalovaný výkon v jaderných elektrárnách v roce 1985 bude asi 5000 MW. Do roku 1990 má dosáhnout instalovaný výkon jaderných elektráren úroveň 10 - 12 tis. MW. Jak je patrné z obrázku, většina těchto elektráren budou elektrárny tlakovodní, voroněžského typu, nejprve s jednotkovým výkonem 440 MW, později s jednotkovým výkonem 1000 MW. Nástup rychlých reaktorů se očekává teprve začátkem devadesátých let. Je třeba nyní přistoupit k tomuto problému tak, abychom v maximální míře tyto jaderné elektrárny budovali jako elektrárny s odběrem tepla a přiblížili je k velkým průmyslovým a městským aglomeracím, a dosud vybraná místa pro výstavbu jaderných elektráren, která jsou velkým aglomeracím vzdálena, abychom měli rezervovat pro rychlé reaktory, jejichž bezpečnostní problematika je daleko složitější.

Dovoľte, abych závěrem vyslovil přesvědčení, že společným úsilím všech našich orgánů centra, všech našich orgánů zdravotnických a naší výstavby a výroby jaderných zařízení, se nám podaří zabezpečit výstavbu jaderné energetiky tak, abychom podstatně přispěli i k řešení otázky tepla pro naše města, naše sídliště a tím pronikavě zlepšili i životní prostředí, což je jednou z důležitých otázek perspektivy našeho dalšího rozvoje.

Ing. František K l i k, CSc.
Československá komise pro atomovou energii

6. ÚKOLY STÁTNÍHO DOZORU PŘI ZAJIŠŤOVÁNÍ BEZPEČNOSTI JADERNÝCH ZAŘÍZENÍ

Úvod

Rozvoj jaderné energetiky se narozdíl od řady jiných oblastí lidské činnosti vyznačuje nebyvalou pozorností k otázkám bezpečnosti, resp. společenského rizika, které toto nové průmyslové odvětví s sebou přináší. Výrazem toho je mimo jiné přísná kontrola uskutečňovaná státními, na výrobcích a provozovateli nezávislými orgány, pověřenými povoláním výstavby a provozu jaderných zařízení. Cílem této kontroly je prevence a její metodou hluboká analýza spolehlivosti a bezpečnosti celého zařízení, zejména pak těch jeho částí a systémů, které jsou speciálně určeny k snížení rizika a omezení radiologických následků možných poruch a havárií. Je jen třeba litovat, že podobná účinná společenská kontrola se neuskutečňuje v některých jiných, daleko rizikovějších konvenčních oblastech lidské činnosti.

Průmyslová výstavba jaderné energetiky, k níž dochází za podmínek mimořádného zájmu široké veřejnosti o problematiku životního prostředí, přináší s sebou některé nové aspekty, které se musí projevit i v koncepci ochrany obyvatelstva před ionizujícím zářením a v příslušných technicko-organizačních opatřeních při výstavbě a provozu jednotlivých jaderných zařízení. Průmyslový rozvoj jaderné energetiky je charakterizován narůstáním počtu a jednotkového výkonu reaktorů, jakož i přibližováním jejich umístění k průmyslovým a městským aglomeracím. V našich současných podmínkách je to vyvoláno především zájmem o využití jaderného tepla nejen pro energetické, ale i pro průmyslové a teplárenské účely. V důsledku toho bude lokálně a později i globálně narůstat poměrná část populace žijící v blízkosti jaderných elektráren a tepláren, což se musí odrazit při určování kritérií radiální ochrany obyvatelstva jak pro normální provoz, tak pro možné poruchy a havárie. Podrobněji bude o těchto otázkách jednáno na dnešním odpoledním zasedání, kdy představitelé našeho státního hygienického dozoru, jehož úkolem je tato kritéria formulovat a jejich dodržování při provozu elektrárny kontrolovat, nás seznámí se svými přístupy k tomuto problému (1), (2).

Chtl bych jen na tomto místě konstatovat, že ČSKAE, která plní funkci státního dozoru nad bezpečností jaderných zařízení, s našimi hygienickými orgány úzce spolupracuje, jejich stanoviska týkající se radiální ochrany sdílí a vychází z nich při své další činnosti na tomto úseku.

Umísťování jaderných zdrojů do hustých osídlení

Dříve než přejdu k bližšímu formulování našich úloh, dovoluji mně říci několik poznámek k vlastní technické problematice umísťování jaderných elektráren a tepláren do hustě osídlených oblastí.

Dosavadní provozní zkušenosti potvrzují, že normální, plánovaný provoz jaderné energetických zařízení může vyhovět i nejpřísnějším požadavkům radiální ochrany, vyplývajícím z konkrétního umístění jaderného zdroje, např. v blízkosti nebo uvnitř hustě osídlených oblastí. Je to zásluhou jejich dosavadního technologického vývoje, zejména pak vývoje pali-
vových článků, které tvoří první a nejdůležitější bariéru radioaktivních odpadů štěpení, jakož i celkovou úroveň manipulace s plynnými i tekutými radioaktivními odpady. Výrazně to potvrzuje řada uveřejněných údajů, které ukazují, že skutečně vypouštěné radioaktivní odpady z jednotlivých elektráren jsou až o několik řádů nižší než povolené limitní hodnoty (viz tabulku 1 (3) a 2 (4)). Potvrzují to i naše dosavadní zkušenosti z provozu elektrárny A-1, jak o nich bude referovat dr. Carach (5).

Podle údajů americké agentury pro ochranu životního prostředí (4) způsobuje současná jaderná energetika ve Spojených státech průměrnou dávku záření 0,002 mrem/obyv. rok. Extrapolací této hodnoty na předpokládaný rozvoj jaderné energetiky koncem tohoto století, kdy instalovaná kapacita dosáhne zhruba i mil. MW pak vychází, že průměrná roční dávka na obyvatele bude asi 0,4 mrem, a to i se zahrnutím celého průmyslu palivového cyklu (viz tab. 3). Srovnáním této hodnoty s průměrnou dávkou 130 mrem/obyvatele rok od přirozeného pozadí a 72 mrem/obyvatele rok od diagnostických aplikací záření vyplývá, že např. nepatrné snížení vyšetřovacích dávek může více než kompenzovat zátěž od jaderné energetiky. Na základě shora uvedených průměrných dávek bylo pak odvozeno celkové riziko normálního provozu jaderné energetického průmyslu v USA, vyjádřené koncem tohoto století asi dvanácti zhoubnými nádory za rok, na pozadí zhruba 1/2 mil. zhoubných nádorů, očekávaných za stejnou dobu z jiných příčin. K podobným, ve prospěch jaderné energetiky vysoce pozitivním závěrům, se dochází i při vzájemném srovnání klasické tepelné a jaderné energetiky. Příslušné kvantitativní studie (6), jejichž závěry mají vzhledem k řadě neznámých faktorů platnost pouze relativní ukazují, že z hlediska poškozování lidského organismu jsou jaderné elektrárny a lehkovodními reaktory o několik řádů lepší než konvenční elektrárny, spalující uhlí. To vše dovoluje dojít ve shodě se zmíněnou americkou agenturou pro ochranu životního prostředí k závěru, že riziko normálního provozu jaderné energetických zařízení je jen nepatrné a několikařádově menší než riziko provozu elektráren na fosilních palivech.

Plné využití těchto předností jaderné energetiky ovšem předpokládá maximálně omezit i potenciální riziko plynoucí z nekontrolovaných, jednorázových úniků radioaktivních látek, jako důsledek nesprávné funkce některého reaktorového systému nebo v případě havárie. Rovněž zde dosavadní provozní zkušenosti jaderné energetiky, představované téměř 1000 reaktorů, při nichž v žádném případě nedošlo k havarijnímu ohrožení okolního obyvatelstva, ukazují, že i tento úkol je řešitelný. Klíčem k řešení je dosažení vysoké, v klasických průmyslových oborech neobvyklé provozní spolehlivosti všech pro bezpečnost důležitých funkčních systémů a zařízení a vybavení reaktoru speciálními bezpečnostními systémy. Jejich úkolem je především omezit následky eventuální havárie a lokalizovat při ní uvolnění radioaktivních látek tak, aby neohrozily životní prostředí. Pro kvantifikaci celkového potenciálního rizika, plynoucího z možných abnormálních úniků radioaktivních látek při různých poruchách a nehodách během života elektrárny, nemáme zatím dosti podkladů. Přesto však, zejména díky aplikaci systémové analýzy spolehlivosti, pokročil obor jaderné energetiky v tomto směru dále než jiná průmyslová odvětví. Řada srovnávacích studií ukazuje, že i riziko nehod je v jaderném průmyslu o 1 - 2 řády nižší než v řadě jiných rozšířených oblastech lidské činnosti.

To má své praktické důsledky i v umisťování jaderných zdrojů, kde rozhodujícím faktorem je právě riziko nehod. Podle studií Euratomu (7) mohou současné moderní elektrárny a lehkovodními reaktory, vybavené speciálními bezpečnostními systémy, vyhovět bezpečnostním požadavkům prakticky každého, tedy i hustě osídleného staveniště. Udávají, že ve většině případů je možno tyto požadavky splnit bez mimořádného zvýšení investičních nákladů. Pouze na staveništích s vysokou pravděpodobností vnějších poškození, způsobených např. pádem letadla apod., mohou být vyvolané náklady na mimořádná bezpečnostní opatření tak veliké, že se vyplatí změnit staveniště nebo postavit elektrárnu na fosilní paliva. V této souvislosti se však zdůrazňuje, že náklady na čištění konvenčních exhalací mohou zdánlivě výhody tohoto řešení podstatně redukovat.

Závěrem této části svého referátu bych chtěl zdůraznit, že dosavadní vysoce pozitivní zkušenosti s bezpečností jaderných reaktorů nevyplývají z jejich objektivní podstaty, ale jsou výsledkem usilovného subjektivního úsilí, jehož důležitou součástí je i státní dozor nad jadernou bezpečností. Jak jsem již uvedl dříve, v ČSSR tuto funkci plní komise pro atomovou energii a dovolte mně nyní, abych Vás seznámil s hlavními úkoly, které na tomto úseku řešíme nebo hodláme řešit.

Úkoly státního dozoru

- 1) Jedním z hlavních úkolů je formulování kritérií, doporučení a směrnic pro zajištění reaktorové bezpečnosti. Existence těchto materiálů, které specifikují požadavky schvalovacího orgánu a dávají i návody, resp. předpisy, jak je technicky splnit, má bezesporu veliký význam pro všechny partnery zúčastněné na výstavbě. Přispívá k lepšímu porozumění mezi projektanty, výrobci a provozovateli na jedné straně a pracovníky dohlížecího orgánu na straně druhé a samozřejmě urychluje vlastní schvalovací řízení. V ČSSR byly zatím vydány "Zásady bezpečného provozu jaderných reaktorů" (8) a "Požadavky na strukturu a obsah bezpečnostních zpráv" (9), které specifikují některé technické a organizační požadavky dohlížecího orgánu. V současné době připravujeme k vydání "Bezpečnostní kritéria pro projektování jaderných elektráren" (10), které specifikují základní technické požadavky na celý projekt. Podrobněji bude o těchto kritériích, zejména ve vztahu ke kontejmentu, hovořit s. Kríž (11). Na kritéria naváže příprava a postupné vydávání technických doporučení a návodů, jak jejich jednotlivým požadavkům vyhovět. Předpokládáme, že se bude jednat o tři skupiny problémů, z nichž první se bude týkat primárního okruhu a všech s ním souvisejících tlakových zařízení, druhá ostatních částí projektu včetně speciálních bezpečnostních systémů a zařízení a konečně třetí skupina zahrne systémy kontroly, řízení a ochrany reaktoru. Tyto materiály hodláme připravit v pracovních skupinách, z nichž první - pro otázky primárního okruhu - již byla ustavena a jejíhož řízení se ujal prof. Němec. Zde bych chtěl zdůraznit, že v této skupině jsou rovněž zastoupeni představitelé našich úřadů bezpečnosti práce, které vykonávají ze zákona vyplývající státní technický dozor nad bezpečností vyhrazených částí, zejména tlakových zařízení.

Ta doporučení a návody, která se již v současné etapě nebo po ověření v praxi projeví jako jednoznačná, mohou pak mít charakter předpisu nebo normy.

Pro tuto činnost v oblasti předpisů a tvorby norem máme celou řadu zahraničních podkladů i vlastních čs. zkušeností, získaných během výstavby a provozu naší první jaderné elektrárny. Nepochybuji, že s pomocí štábu našich odborníků z výzkumu i praxe tento úkol postupně zvládneme tak, jak to další rozvoj výstavby naší jaderné energetiky bude vyžadovat.

- 2) Dalším důležitým úkolem je hodnocení bezpečnosti, resp. rizika, na něž je vázáno povolení k výstavbě každého jaderné energetického zařízení. Již dříve jsem se zmínil o významu kvantifikace celkového rizika nehod během života elektrárny, která má mimořádný význam, zejména pro lokality blízké hustým osídlením. Důležitým nástrojem je zde systémová analýza spolehlivosti, která jak známo naráží zejména u mechanických soustav na nedostatek podkladů o spolehlivosti jednotlivých zařízení. Přesto však umožňuje odhalit slabá místa projektu a poznat způsoby, jak celkovou spolehlivost systému zvýšit. Pro její širší uplatnění má mimořádný význam shromažďování a analýza všech informací o poruchách, ke kterým došlo jak na našich, tak na zahraničních zařízeních. Myslím, že vytvoření takovéto banky informací je i u nás velmi aktuální. Budeme samozřejmě všestranně podporovat rozvoj moderních metod bezpečnostních analýz u výrobců a projektantů a pro vytváření odborného zázemí naší činnosti, spojené s povolováním výstavby, rozvíjíme tuto problematiku i v ústavu jaderného výzkumu v Řeži. O tom bude blíže hovořit ing. Pfann (12).

- 3) Další úkol státního dozoru souvisí s problematikou kvality zařízení, která má pro jadernou bezpečnost význam prvotní a zcela mimořádný. Proto také součástí schvalovacího řízení při povolování výstavby musí být takzvaný program zabezpečení kvality, jehož cílem je zajistit, aby předpoklady projektu byly při výrobě i montáži zařízení dodrženy a při předprovozních zkouškách ověřeny. Součástí schvalovacího řízení při povolování provozu pak musí být program kontroly kvality realizovaný pomocí periodických zkoušek a inspekcí, jehož cílem je zjistit, zda kvalita a funkční spolehlivost systémů a zařízení zůstávají během života elektrárny v mezích předpokládaných projektem. Je samozřejmě, že zodpovědnost za zajištění a kontrolu kvality během výstavby a provozu elektrárny nesou výrobci (resp. provozovatel), kteří také musí provádět příslušné inspekce a zkoušky. Avšak

vzhledem k mimořádnému významu této problematiky pro zajištění jaderné bezpečnosti je žádoucí, aby dozorčí orgán tuto činnost výrobců a provozovatele kontroloval. Zejména jde o to, aby příslušné programy inspekcí a zkoušek byly úplné, aby bylo používáno moderních a věrohodných zkušebních metod, aby byla o zkouškách vedena řádná dokumentace a jejich výsledky správně analyzovány, zjištěné závady byly odstraňovány atd. Československá komise pro atomovou energii chce tento svůj úkol plnit v těsné součinnosti s orgány úřadů bezpečnosti práce, kterým pokud jde o vyhrazená zařízení takové inspekce zákonně přísluší. Budeme všestranně podporovat rozvoj moderních zkušebních metod a provozní diagnostiky u výrobců a pro vytvoření vlastního odborného zázámi ČSKAE, jsme začali rozvíjet tyto disciplíny i v našem Ústavu jaderného výzkumu v Řeži. V programu naší konference není bohužel zařazen speciální referát týkající se kvality, ale doufám, že tato mimořádně významná problematika bude předmětem naší diskuse.

- 4) Čtvrtý komplex úkolů souvisí s povolováním a inspekcemi provozu, jejichž cílem je kontrolovat, zda podmínky provozního oprávnění jsou dodržovány. Provozní oprávnění může být vydáno jedině na podkladě předprovozní bezpečnostní zprávy, která musí na základě výsledků kontroly kvality a funkčních zkoušek prokázat, že realizované dílo odpovídá předpokladům schváleného projektu, eventuálně zdůvodnit, že případné odchylky nevedou ke snížení požadované bezpečnosti. Dále má prokázat připravenost k provozu, zejména pokud jde o úplnost a požadovanou kvalifikaci provozního personálu a připravenost provozních směrnic a předpisů. Musí rovněž analyzovat bezpečnost jednotlivých etap najíždění a stanovit technické limity a organizačně technické podmínky jak pro jednotlivé fáze spouštění, tak pro trvalý provoz elektrárny. Důležitou součástí předprovozní dokumentace je i havarijní plán, zabývající jak elektrárnu, tak její okolí, jehož posuzování se uskutečňuje ve spolupráci s hygienickými orgány a s orgány místní samosprávy. V oblasti povolovacího řízení a inspekcí provozu získala atomová komise v posledních letech první praktické zkušenosti, které chceme dále prohlubovat. Připravujeme plány a postupy pro kontrolu našich výzkumných reaktorů a pro elektrárnu A-1 a snažíme se vhodným způsobem spojit inspekce dodržování stanovených zásad jaderné bezpečnosti s inspekcemi jaderného materiálu prováděnými pro účely záruk.
- 5) Přes postupující automatizaci hraje stále nejvýznamnější roli při zajištění bezpečného provozu jaderného zařízení lidský faktor. Je proto pochopitelné, že dozorčí orgán se musí přesvědčovat o kvalifikačních i psychologických předpokladech obsluhy reaktoru a vydávat operátorská oprávnění pouze na základě systému předepsaných zkoušek. V tomto směru jsme učinili první praktické kroky přípravou postgraduálního kursu pro operátory, který pod záštitou ČSKAE společně uspořádají Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská ČVUT v Praze a Vysokou školou strojní a elektrotechnickou v Plzni. Tento kurs bude kromě teoretických disciplín zahrnovat i praktický výcvik na výzkumných reaktorech ve Škodovce a v Ústavu jaderného výzkumu v Řeži. Jeho absolvování bude jednou z podmínek k získání operátorské licence pro řízení jaderných reaktorů. V této souvislosti v ČSSR vystupuje i potřeba trenažérů pro výcvik a periodické zkoušky operátorů.
- 6) Jako poslední - i když jistě ne svým významem - bych chtěl uvést úkol komplexního zakotvení otázek jaderné bezpečnosti v čs. právním řádu. I v tomto směru máme již některé výsledky, jejichž výrazem je připravený návrh zásad zákona o jaderné bezpečnosti, který bude v nejbližší době předán k připomínkovému řízení. Doufám, že i k této problematice se v naší diskusi dostaneme.

Jako poradní orgán pro plnění všech shora uvedených úkolů vytvořila atomová komise Radu pro jadernou bezpečnost, vedenou akademikem Kvasilem, kde vedle představitelů spolupracujících orgánů hygienického dozoru a bezpečnosti práce jsou zástoupeni významní odborníci z resortu energetiky, z výzkumu, výroby i provozu jaderné energetických zařízení.

Závěrem bych chtěl zdůraznit, že při zachování všech zásad a požadavků jaderné bezpečnosti ve všech fázích projektování, výroby a provozu bude další rozvoj jaderné energetiky a teplárenství vynucován nejen ekonomickými, ale i ekologickými důvody. Jsem přesvědčen, že jaderné teplárny přispějí k ozdravení životního prostředí našich měst a přál bych hostitelskému městu naší konference, aby jaderná teplárna co nejdříve zlepšila jeho ovzduší.

Plynné a tekuté radioaktivní odpady (Ci/rok) vypouštěné z některých západoevropských jaderných elektráren (u aerosolů a jódu jsou v závorkách procenta z povoleného limitu)

Rok	Elektrárna Země Typ reaktoru Výkon MWe	Prů- měrné roční zati- žení %	Plyny				Tekutiny			
			Vzácné a aktivované plyny		Aerosoly	Jód 131	Směs štěpných a korozních produktů (bez tritia)		Tritium	
			Vypuštěno	Povolený limit	vypuštěno	Vypuštěno	Vypuštěno	Povolený limit	Vypuštěno	
1969	KWO NSR tlakovodní	89	5 560	80 000	2×10^{-2}	$6,3 \times 10^{-2}$	10,5	18	430	
1970		84	7 700	80 000	2×10^{-2}	$4,4 \times 10^{-2}$	3,34			
1971		77	1 456	7 000		(0,29 %)	4,4			
1969	KRB NSR varný	85	21 500	$1,9 \times 10^6$ tj. 60mCi/sec	$7,6 \times 10^{-3}$	$3,6 \times 10^{-1}$	1,64	14,4	30	
1970			9 409		$7,4 \times 10^{-2}$	2×10^{-1}	1,52			
1971			6 600		5×10^{-2}	$3,2 \times 10^{-1}$ (1,4 %)	1,89			
1969	KWL NSR varný	90	200 000	$3,2 \times 10^6$ tj. 100mCi/sec	$2,5 \times 10^{-1}$	$2,6 \times 10^{-1}$ (1,67 %)	0,6	5,4	22	
1970		84	130 000		$6,7 \times 10^{-1}$		0,6			
1971		86					0,3			
1967	Garigliano Itálie tlakovodní		29 200				3,4		8	
1968			150				82 000		4,8	8
1969							140 000		9,0	7
1970							275 000		11,9	5
1971	SENA-CHOOZ Francie tlakovodní	266		4 500					339	
1967	LATINA Itálie plyno-grafitový		2 5000				14,2		398	
1968			200				2 500		72	25,2
1969							1 500		29	16,7
1970							2 500		10,2	

Tabulka 2

Plynné a tekuté radioaktivní odpady (Ci) vypouštěné v roce 1971 z jaderných elektráren v USA

Jaderná elektrárna	Plyny				Tekutiny			
	Inertní a aktivované plyny		Halogenní plyny s poločasem 8 dní		Směs štěpných a korozních produktů		Tritium	
	Vypuštěno	Procent z povoleného limitu	Vypuštěno	Procent z povoleného limitu	Vypuštěno	Procent z povoleného limitu	Vypuštěno	Procent z povoleného limitu
Oyster Creek	516,100	6.2	2.14	1.7	12.1	42.5	21.5	0.0026
Millstone Point	275,700	1.1	4.0	4.23	19.65	4.6	12.7	0.0006
Indian Point-1	360	0.007	0.21	2.8	81.12	22	725	0.063
Dresden-1	753,000	4.3	<0.67	0.9	6.15	21	8.7	0.001
Dresden-2/3	580,000	2.1	8.68	11.9	23.2	17	8.5	0.001
H. B. Robinson	0,018	<0.0001			0.736	11.5	118.3	0.062
Humboldt Bay	514,300	32	0.3	5.4	1.84	11.4	7.5	0.002
Fermi-1	<180	<20	<0.001	0.04	0.01	10		
Big Rock Point	284,000	0.91	0.61	1.6	3.46	5.9	10.3	0.003
Nine Mile Point	253,000	0.97	<0.80	1.65	32.2	2.1	12.4	0.0009
R. E. Ginna	31,850	~1	0.17	10.1	0.96	1.38	154	0.007
Saxton	437	11.7	0.007	0.07	0.01	0.54	4.14	0.007
Peach Bottom-1	122	0.06	<0.0003	0.33	0.007	0.38	14	0.025
La Crosse	525	0.17	<0.001	0.06	17.1	0.16	91.4	0.009
San Onofre	7,667	0.45	<0.0001	0.012	1.54	2.4	4570	0.24
Point Beach-1	838	0.035	<0.0001		0.15	0.09	268	0.015
Monticello	75,800	0.89	0.052	0.5	0.014	0.054	0.59	0.0008
Yankee-Rowe	13	0.058	<0.0001	0.008	0.0115	0.041	1685	0.198
Conn. Yankee	3,250	1.12	0.031	15	5.88	1.3	5830	0.26

Průměrná roční dávka na obyvatele (mrem/rok, obyv.) v USA v roce 1970 a 2000

Zdroj expozice	1970	2000
přírodní pozadí	130,0	130,0
zaměstnání	0,8	0,9
jaderné elektrárny	0,002	0,2
regenerační závody jaderných paliv	0,0008	0,2
lékařské aplikace	72,0	72,0

Literatura

- (1) Ševc J., Kunz E., Náměstek L. - Kritéria radiační ochrany při výstavbě jaderných tepláren (viz tato konference)
- (2) Chorvát D. a kolektiv - Aplikace konceptu přijatelného rizika v rozvoji energetiky (viz tato konference)
- (3) Vinck W. - Nuclear Power Generation in Western Europe Safety and Environmental Implication. International American Nuclear Society Meeting, Washington, 11, 1972
- (4) Eisenbud M. - Health Hazards from Radioactive Emissions. American Medical Association Congress on Environmental Health, Chicago, 4, 1973
- (5) Carach J. a kolektiv - Skusenosti z uvádzania 1. čs. atómovej elektrárne do prevádzky (viz tato konference)
- (6) Schikarski W., Jansen P., Jordan S. - An approach to comparing air pollution from fossil - fuel and nuclear power plants. Proceedings of a Symposium on Environmental Aspects of Nuclear Power Stations, New York, 8, 1970
- (7) Vinck W., Maurer H., Leonardini L. - Engineering Safety Factors and their influence on Siting Practise for nuclear power plants in the European Communities. Proceedings of a Symposium on Environmental Aspects of Nuclear Power Stations, New York, 8, 1970
- (8) Zásady pro bezpečný provoz jaderných reaktorů, ČSKAE Praha, 1970
- (9) Pckyny pro sestavení a obsah bezpečnostních zpráv, ČSKAE Praha, 1971
- (10) Bezpečnostní kritéria pro projektování jaderných elektráren - ČSKAE Praha, připraveno k vydání
- (11) Kříž Z. - Bezpečnostní kritéria pro projektování kontejnmentu (viz tato konference)
- (12) Pfann J. - Hodnocení bezpečnosti provozu jaderné energetické centrály (viz tato konference)

7. BEZPEČNOSTNÍ KRITÉRIA PRO PROJEKTOVÁNÍ KONTEJNMENTU

1. Úvr.

Rozvoj jaderné energetiky a zejména možnost a nutnost použití jaderných zdrojů pro kombinovanou výrobu elektřiny a tepla v hustě osídlených oblastech vyžaduje, aby byly ve všech fázích, tj. při projektování, výrobě, výstavbě, montáži, uvádění do provozu, vlastním provozu, zvládnutí případných nehod a likvidaci samotného zařízení, přísně dodržovány stanovené zásady bezpečnosti. Dodržování těchto zásad umožní docílit toho, aby provoz jaderných elektráren a tepláren měl mít kromě nesporných přínosů, tj. výroby elektřiny a tepla, jen minimální přijatelný nepříznivý vliv na okolní obyvatelstvo a životní prostředí.

Jedním z velmi důležitých momentů, který rozhoduje o bezpečnosti jaderné energetického zařízení již v samém počátku jeho zrodu, je kromě správného výběru lokality jeho projekt. Dosavadní zkušenosti z projektování a provozu ukazují, že existují určité principy a zásady pro projekt, které ovlivňují bezpečnost zařízení a je proto účelné a žádoucí je formulovat a právně zakotvit ve formě kritérií tak, aby bylo možné jejich uplnění ověřovat a hodnotit. Formulace těchto kritérií a dalších podrobnějších dokumentů - norem a předpisů - bezesporu urychlí a učiní systematickým povolenací řízení pro jaderná zařízení a v případě jejich sjednocení bude mít kladný vliv i na mezinárodní spolupráci v tomto oboru.

Chtěl bych se zde proto stručně zmínit o obecných kritériích bezpečnosti jaderné energetického zařízení a zejména o bezpečnostních kritériích kontejnmentového systému tak, jak jsou dnes ve světě všeobecně uznávána a používána. Obdobná kritéria existují samozřejmě i pro další významné systémy a komponenty, jako jsou aktivní zóna, primární systém, systémy řízení a regulace, ochranné systémy, přístrojové vybavení, zásobování energií, systémy pro manipulaci s aktivitou, skladování paliva, monitorování a vypouštění aktivity spod.

V úvodu je nutné zdůraznit, že takováto kritéria je nutné chápat jako minimální soubor požadavků a zásad, které je nutné podle současného stavu vědy a techniky splnit, aby byla bezpečnost jaderné elektrárny zajištěna. Použití slova minimální má dvojitý význam: za prvé nelze na kritéria pohlížet jako na neměnná a je nutné očekávat, že se budou s vývojem v určitých časových intervalech přezkoumávat a upravovat a za druhé je nutné oprávněně očekávat, že ve speciálních případech, jako jsou právě jaderné teplárny, bude nutné požadovat splnění ještě dalších požadavků, které vyplynou z hodnocení bezpečnosti určitého konkrétního projektu.

Kritéria jsou formulována tak, že se omezují pouze na stanovení požadavků, přičemž způsob jejich splnění je ponechán buď na volbě konstruktéra, nebo jsou určité řešení doporučena, nebo na základě zkušeností přímo stanovena (například násobnost nebo různorodost systémů).

2. Obecná bezpečnostní kritéria

Do této skupiny patří požadavky, které musí být splněny pro všechny stavby, systémy a komponenty, jež jsou pro bezpečnost jaderné elektrárny jako celku důležité, tj. pro takové stavby, systémy a komponenty, mezi něž kontejnmentový systém bezesporu patří, jejichž chybná funkce nebo poškození by mohlo vést k ohrožení okolního obyvatelstva a obsluhujícího personálu.

Jedním z hlavních a zásadních požadavků je zajištění vysoké kvality všech těchto zařízení, která musí odpovídat významu jejich funkce pro bezpečnost elektrárny. Toho je dosaženo aplikací přísných výrobních a montážních norem a předpisů a vytvořením tzv. programu pro zajištění kvality, který zaručuje provedení a možnost soustavné kontroly splnění všech požadavků. S tím souvisí i nutnost vedení přesných záznamů a dokladů o těchto postupech po celou dobu životnosti elektrárny.

Dalším důležitým požadavkem pro projekt je zajištění možnosti provádět potřebné zkoušky a testy správné funkce a spolehlivosti metodami, které odpovídají současnému stavu vědy a techniky a v případě, že tento požadavek splnit nelze, zajištění potřebných opatření, která budou kompenzovat neodhalené vady a poškození.

Z hlediska umístění jaderného zařízení je nutné v projektu zhodnotit a zahrnout ochranu proti přírodním jevům, jako jsou například zemětřesení, vichřice, záplavy apod. Je nutné uvést maximálně možné nepříznivé jevy, případně jejich kombinace tak, aby bylo vždy zajištěno, že je možné jaderný reaktor bezpečně a rychle odstavit, udržet v podkritickém stavu, odvádět zbytkový výkon a udržet úniky do okolí pod stanovenými přijatelnými hodnotami.

V poslední době se na základě některých konkrétních událostí zahrnují do těchto kritérií i požadavky ochrany proti jevům vyvolaným lidskou činností, jako je pád letadla, chemické výbuchy v okolí apod. Je možné sice tvrdit, že tyto dva požadavky lze vyloučit správným výběrem umístění, ale v případě jaderných tepláren, je tato volba značně omezena.

K bezpečnostním principům patří rovněž požadavek na zajištění slučitelnosti resp. ochrany všech důležitých systémů a částí elektrárny před abnormálními podmínkami, které se mohou v elektrárně za provozu vyskytnout (zvýšení tlaku, eploty, vlhkosti, ohně atd.). Do této oblasti rovněž patří požadavek vhodného umístění nebo ochrany před různými dynamickými účinky, ke kterým může v případě nehody nebo vlivem vnějších podmínek dojít, jako např. utržení části zařízení, prudké proudy medií, vibrace apod.

Zkušenosti z provozu rovněž ukazují, že je nutné věnovat patřičnou pozornost účinnosti a spolehlivosti odvádění štěpného, provozního a zbytkového tepla všech důležitých systémů, u kterých jejich funkce je závislá na chlazení. Proto musí být v projektu zahrnuty principy ochrany systému chlazení před přírodními vlivy.

Je-li na jedné lokalitě umístěno více reaktorových jednotek, nesmí být jejich důležité části používány společně, pokud nelze prokázat, že jejich bezpečnost nebude podstatně ovlivněna (například při nehodě jedné jednotky musí být zajištěno odstavení a chlazení zbývajících).

Z dalších požadavků, které nelze v projektu opomenout, je to vhodná konstrukce, umístění a stínění všech systémů, které obsahují radioaktivní látky, vhodná dispozice jednotlivých stavebních částí, která umožňuje kontrolu a zamezuje vstup nepovolaným osobám, nežádoucím materiálům a průmyslové sabotáží. Pro případ nehod musí být v projektu zajištěny pro provozní personál únikové a přístupové cesty apod.

Kromě těchto obecných kritérií je nutné aplikovat na kontejnmentový systém některé další speciální požadavky.

3. Kontejnmentový systém a jeho bezpečnostní kritéria

Kontejnmentový systém tvoří po pokrytí palivového článku a primárním okruhu tzv. třetí ochrannou bariéru proti úniku štěpných produktů do okolí. Je možné jej definovat jako soubor všech staveb, systémů, komponent a přístrojů, které mají s vysokou spolehlivostí zabránit úniku radioaktivity, jež se při nehodě uvolnila, z primárního okruhu do okolí tak, aby nebyly překročeny přijatelné maximální hodnoty těchto úniků. Z tohoto důvodu je hlavním požadavkem na kontejnmentový systém, kromě bezpečného a rychlého zvládnutí nehody, jeho těsnost resp. co nejnižší hodnoty úniků. Vlastní těsnost systému závisí nejen na provedení ocelového nebo betonového tlakového obalu, ale je dána rovněž těsností nutných průchodek a otvorů, které kontejnmentem procházejí. Kromě funkce těsné bariéry plní kontejnmentový

systém částečně i funkci stínění před přímým zářením. Současné systémy jsou vybaveny ještě řadou dalších technických bezpečnostních opatření, jako jsou systémy pro odvod tepla a snížení tlaku, systémy čištění atmosféry kontejnmentu, systémy filtrační, izolační, rychlo-uzavírací ventily atd.

V prvních letech výstavby jaderných reaktorů byl kontejnment neznámým pojmem. Teprve s růstem instalovaného výkonu, s omezením použití původního principu ochrany vzdáleností a rozvojem úvah o bezpečnosti těchto zařízení, či přesněji o vlivu jejich možných nehod, se objevila myšlenka uzavřít reaktor s primárním okruhem do těsného tlakového obalu. První takové zařízení, které nebylo vybaveno žádnými dalšími technickými bezpečnostními opatřeními, bylo postaveno právě před 20 lety. Od té doby nastal v této oblasti značný pokrok a v současné době existuje celá řada typů kontejnmentů, které umožňují uvažované projektové nehody zvládnout. Nutno však podtrhnout, že přes značný přínos, který kontejnmentový systém pro bezpečnost má, je jeho význam dost často přeceňován. Vyšší prioritu mají bezpečnostní opatření, která mají charakter preventivní, jako je například zajištění integrity primáru a technická bezpečnostní opatření, která činnosti kontejnmentu časově předcházejí a mohou jeho činnost svou správnou a dostatečnou funkcí stínit, jako je například systém havarijního chlazení aktivní zóny.

Podle způsobu, jakým kontejnmentové systémy zpracovávají projektovou havárii, je možné je rozdělit do dvou skupin:

- kontejnmenty dimenzované na plný tlak a teplotu, které vzniknou po nehodě,
- kontejnmenty s potlačením nebo uvolněním tlaku.

První skupinu je možné rozdělit podle tlaku, na který je systém projektován, na vysokotlaké a nízkotlaké systémy; dělicí tlak je přibližně 0,3 at. Protože hodnota výsledného tlaku je dána velikostí volného objemu a s velikostí objemu značně roste nebezpečí úniků i konstrukční problémy, nejsou dnes nízkotlakové kontejnmenty prakticky používány. Příkladem mohou být kontejnmenty reaktorů Pliska a Bonus. Tlaky současných vysokotlakých kontejnmentů se pohybují v rozmezí 2 - 5 at., doba trvání tlaku, dříve než je snížena pomocnými srochovými systémy, je dosti dlouhá, což klade značné nároky na technické řešení z hlediska těsnosti. Je nedávna byly tímto typem vybaveny veškeré americké tlakovodní reaktory, do dnes používají tohoto typu například v NSR a Švédsku. Počítá se s ním i pro elektrárnu VVER-1000.

Druhou skupinu tvoří kontejnmenty s potlačením tlaku, které jsou zvláště vhodné pro vodovodní reaktory, u nichž jsou vážné nehody spojeny s uvolněním velkého množství energie primárního okruhu. K potlačení tlaku je používána voda nebo led (tzv. mokrá část), kterou unikající směs z primárního okruhu prochází a kondenzuje, čímž se ve zbývající části kontejnmentu (suché části) sníží parciální tlak vodní páry a tím i tlak výsledný. Tento typ má řadu předností: výsledný tlak je několikrát nižší (4x), hodnota maximálního tlaku rychle klesá (řádově minuty), v mokré části se zachytí část unikající radioaktivity, systém je značně spolehlivý, neboť ke své činnosti nevyžaduje žádné energetické zdroje a má malou citlivost na množství uvolněné energie apod. Z toho vyplývá, že nároky na výrobu a montáž tlakového obalu jsou menší a odpadá například nutnost tepelného zpracování po svaření jednotlivých částí. Provedení mokré části s vodou dodává běžně pro varné reaktory firma General Electric, provedení s ledem, tzv. ledovým kondenzátorem, se poprvé vyskytl u elektráren dodávaných firmou Westinghouse (D. D. Cook, Sequoyah, Duke Mc Quirre) a rovněž na elektrárně Loviisa ve Finsku.

Do této skupiny patří rovněž tzv. kontejnment s uvolněním tlaku, který je založen na předpokladu, že únik energie je v časovém předstihu před uvolňováním aktivity. V počáteční fázi, při určitém přetlaku je párovzdušná směs vypuštěna z kontejnmentu, poté je hermeticky uzavřena a přechází na kontejnment pracující s nižším tlakem. Vhodnost jeho použití závisí především na rozboru kinetického uvolňování štěpných produktů a v žádném případě nelze vyloučit, aby určité množství štěpných produktů, nahromaděných v chladiči neuniklo v počáteční fázi nehody. Příkladem tohoto typu je kontejnment elektrárny Piskering, kde se vypouští

unikající směs do velké podtlakové budovy nebo řešení hermetických boxů, použitá u sovětské elektrárny VVER-440 v případě selhání sprchových systémů. Pro úplnost je možné jmenovat kontejnment s odtahem, kde je celý kontejnment udržován při mírném podtlaku, jenž zaručuje odchod uniklých štěpných produktů kontrolovanou cestou přes filtry. Tento typ však klade značné nároky právě na filtrační zařízení a je proto vhodný pouze pro reaktory s malým výkonem. Mnohé země, zejména severská, kde jsou vhodné geologické podmínky, počítají ve svých plánech s tzv. kontejnmenty skalními, tj. umístěním jaderné elektrárny pod zemí. Toto řešení, mající z hlediska bezpečnosti určité výhody, není ekonomicky zvlášť nevýhodné. Příkladem tohoto použití jsou reaktory Halden, Lucens a menší teplárna Agesta ve Švédsku.

Přibližování jaderné energetických zdrojů oblastem s velkou populací, tj. podstatným zmenšováním ochranných pásem a dalších charakteristik umístění, vyvolalo nutnost vybavit jednoduchý kontejnment další obálkou. Tak vznikl dvojitý kontejnment, jehož použití pro teplárenské účely se jeví jako bezpodmínečná nutnost. Kontejnment je zde tvořen dvěma obálkami, z nichž první je tlaková a těsná, druhá, obvykle betonová, tvoří stínění, stavební ochranu a vytváří tzv. kontrolovaný meziprostor. Meziprostor je udržován na mírném podtlaku, který umožňuje trvalou kontrolu úniků vnitřního kontejnmentu, jejich čistění, recirkulaci a kontrolované vypouštění exhalací do komína. Přejedem mezi jednoduchým a dvojitým kontejnmentem je tzv. systém s částečným sekundárním kontejnmentem, kde druhá obálka je vytvořena pouze v okolí průchodek. V poslední době existují i úvahy o kontejnmentových systémech s třemi obálkami.

V závislosti na typu kontejnmentu, jeho provedení a vybavení všemi potřebnými technickými a bezpečnostními opatřeními se pohybuje faktor snížení unikajícího množství radioaktivity v rozmezí $10^2 - 10^5$.

Jak již bylo řečeno, základním požadavkem kladeným na kontejnmentový systém je jeho těsnost, tj. stanovení a dodržení maximálních povolených rychlostí úniku během nehody a dostatečně dlouho po ní. Projektované hodnoty rychlosti úniků různých typů kontejnmentů se pohybují dnes v rozmezí 0,1 - 1 % objemu za den. V havarijních rozboroch se pak pro prvních 24 hodin po nehodě počítá s touto hodnotou, ve zbyvajícím období s 50 % této hodnoty. Například hodnota maximálních úniků kontejnmentu nabízeného firmou FINNATOM činí 0,2 % objemu za den, obdobná hodnota kontejnmentu firmy Kraftwerkunion byla 0,25 %, firmy SIAB v rozmezí 0 - 2 %.

Proto jako jeden z hlavních konstrukčních bezpečnostních požadavků je možnost provést integrální těsnosti před zahájením provozu (po zabudování všech průchodek) a pravidelně po celou dobu životnosti elektrárny (podle požadavků AEC 3 x za 10 let). Zkoušky se provádějí buď při projektovém tlaku, nebo při tlacích nižších, které umožní extrapolaci úniků na tlak projektový. Používané metody je možné rozdělit na metodu absolutní, která je založena na přesném měření změny tlaku a teploty za určitý časový interval s vhodnými korekcemi na vliv okolní teploty, tlaku a vlhkosti. Druhou metodou je tzv. metoda referenční nádoby, kde jsou určovány rozdíly mezi kontejnmentem a přesně definovaným referenčním systémem. Kromě zjišťování celkových úniků je nutné provádět určení a měření lokálních úniků v místech, kde může docházet k úniku, zejména průchodek. Častým předpokladem je, že únik průchodkami činí 50 % celkových úniků. Zkoušky jsou prováděny mýdlovou zkouškou, vakuovou zkouškou, heliem freonem, ultrazvukem a jejich frekvence bývá častější (1 x za rok). Zkouškám na těsnost by měla být rovněž podrobena veškerá místa provedených oprav. Dosavadní výsledky prováděných testů integrálních úniků vykazují vesměs hodnoty několikanásobně nižší než hodnoty projektované, což ukazuje na kvalitní výrobu i montáž celého zařízení.

Dalším důležitým bezpečnostním kritériem je zajištění integrity kontejnmentu a možnost provedení tlakové zkoušky. Výpočet tloušťky tlakové obálky se zahrnutím všech otvorů a průchodek by měl být s dostatečnou rezervou založen na maximálních vnitřních a vnějších tlacích a teplotách, která vyplývají z rozboru projektové nehody a z nejméně příznivých okolních podmínek. Při tzv. statickém (krátkodobém) výpočtu je nutné vzít v úvahu hlavně energii akumulovanou v ohladivu, při výpočtech dlouhodobého chování se uplatní další zdroje, jako je zbytkový výkon reaktoru, chemické reakce a přestup tepla mezi jednotlivými částmi

kontejnmentu a činnost systémů pro snížení teploty a tlaku atmosféry kontejnmentu. Vzhledem k nepřesnosti výpočtových modelů i nedostatku experimentálních údajů se provádějí tlakové zkoušky při tlacích o 10 - 20 % vyšších, než jsou projektované hodnoty. Při zkouškách je nutné rovněž zahrnout vliv rozdílu teploty skutečné vůči teplotě zkušební (přes 100° C). Tlakové ocelové obálky se vyrábějí podle příslušných předpisů pro tlakové nádoby a jejich materiál nesmí být při provozu v oblasti křehkého lemu a musí mít minimální pravděpodobnost rychlého šíření trhliny.

Mezi bezpečnostní požadavky v projektu patří zajištění možnosti provádět pravidelné inspekce důležitých částí, jako jsou průchodky a přiměřený program dozoru.

Důležitou oblastí při bezpečném projektování kontejnmentového systému tvoří průchodky, které zajišťují průchod potrubí a vedení stěrrou primárního kontejnmentu různých systémů, jako je primární systém, pumocné a chladicí systémy, ventilační potrubí, elektrické vedení apod. Základními konstrukčními požadavky pro průchodky je kromě těsnosti možnost sledování úniků, izolace a záchytné schopnosti s potřebnou násobností, spolehlivostí a provozní schopností, která odpovídá významu funkce příslušného systému. Každé potrubí, které prochází kontejnmentem a je buď částí primárního chladicího okruhu, nebo je přímo spojeno s atmosférou kontejnmentu, by mělo být možné v případě nehody rychle a spolehlivě uzavřít. Za tím účelem by mělo být vybaveno nejméně dvěma izolačními, rychlouzavíracími, těsnými ventily, zařazenými v sérii, z nichž jeden je umístěn uvnitř a druhý vně (co nejbližší) kontejnmentu. Oba ventily by měly být ovládány nezávislými systémy, přičemž by mělo být umožněno provádět pravidelné zkoušky jejich ovládnutí a těsnosti. Potrubí, která procházejí primárním kontejnmentem a nenáleží do předešlých dvou kategorií, musí být vybavena nejméně jedním izolačním ventilem, který je umístěn vně (co nejbližší) kontejnmentu.

Do této kategorie patří rovněž tzv. vzduchové uzávěry, které umožňují přístup osobám do kontejnmentu a přemisťování různých materiálů, zejména paliva. Jejich konstrukce a vzájemné propojení musí být provedeno tak, aby těsnost kontejnmentu byla vždy zajištěna.

Důležitým konstrukčním požadavkem, který se uplatní hlavně u tzv. dělených kontejnmentů, je zajištění dostatečně velkých průtokových otvorů mezi jednotlivými částmi uvnitř kontejnmentu. Průřezy těchto otvorů musí být dimenzovány tak, aby tlakové rozdíly, vzniklé při vyrovnávání tlaků, nepoškodily tlakovou obálku kontejnmentu nebo systémy pro zmírnění následků nehod.

Kromě vlastní těsné obálky musí být kontejnmentový systém vybaven ještě dalšími technickými bezpečnostními opatřeními: systémy pro odvod tepla a systémy pro čištění atmosféry kontejnmentu.

Systém pro odvod tepla, provedený obvykle ve formě sprchového systému, musí být projektován tak, aby bylo dostatečně rychle zajištěno snížení vzniklého tlaku a teploty a udržení těchto hodnot dostatečně dlouhou dobu. Spolehlivost těchto systémů je obvykle zajištěna násobností (2x100 % 4x50 %), nezávislostí a vhodným propojením jednotlivých systémů. Obvykle jsou tyto systémy zároveň používány s některými chemickými přísadami ke snížení množství štěpných produktů v kontejnmentu. Bezpečná funkce systému má být zajištěna i za předpokladu jednoduché poruchy některé komponenty. Systémy musí být navrženy tak, aby bylo možné provádět pravidelné inspekce důležitých částí, jako jsou trysky sprch, odpadní nádrže, potrubí apod.

V projektu by měly být rovněž zajištěny systémy pro kontrolu štěpných produktů (zejména radioaktivního jódu), vodíku, kyslíku a ostatních látek, které jsou nebo mohou uniknout do kontejnmentu v případě nehod. Společně s funkcí ostatních systémů by měly pomocí recirkulačních systémů snížit koncentrace a složení štěpných produktů a kontrolovat složení vodíku nebo kyslíku. Spolehlivost těchto systémů se zajišťuje násobností, nezávislostí a vhodným propojením jednotlivých systémů a komponent. Dále musí být zajištěna kontrola úniků, izolace a záchytné schopnosti tak, aby byla bezpečná funkce zajištěna i za předpokladu jednoduché poruchy některé komponenty. Systémy musí být navrženy tak, aby bylo možné provádět pravidelné inspekce důležitých částí, jako jsou filtry, dmychadla, potrubí apod.

8. KRITÉRIA RADIČNÍ OCHRANY PŘI VÝSTAVBĚ JADERNÝCH TEPLÁREN

Komplex technických opatření k ochraně obyvatelstva před ionizujícím zářením je rozhodující součástí a současně podmínkou výstavby jaderných zařízení v obydlených oblastech. Podkladem pro taková technická opatření jsou kritéria a limity radiční ochrany. Je oprávněně požadováno, aby tato kritéria byla vyjádřena způsobem umožňujícím jejich jednoznačnou realizaci a kontrolu.

Biologické účinky významné pro ochranu před zářením

Kritéria radiční ochrany jsou odvozena z poznání biologických účinků a z obecných zásad ochrany společnosti před nepříznivým působením faktorů technického rozvoje. Z obšírné škály poznatků o působení záření na lidský organismus lze shrnout několik údajů, které mají základní význam pro koncepci radiční ochrany:

- a) K vyvolání časných poškození organismu je třeba relativně velkých dávek záření. Akutní nemoc z ozáření nastupuje po nejméně 100 rad jednorázového celotělového ozáření. K smrti lidského organismu může dojít až po dávkách několika set rad. Přechodná poškození krevtvorby byla pozorována po dávkách kolem 50 rad. Jde vesměs o poškození, která vznikají až po dosažení určité prahové dávky.
- b) Nejen velké dávky, ale i malé dávky záření jsou spojeny s určitou pravděpodobností vzniku takových závažných pozdních účinků, jako je vznik zhoubných nádorů včetně leukemie nebo vznik genetických poškození po ozáření gonád. Riziko, tj. pravděpodobnost vzniku těchto poškození, je v rozsahu dávek významných pro ochranu považováno za přímo úměrné dávce a tento předpoklad je použit v současné koncepci ochrany před zářením. Následující tabulka (Tab. 1) shrnuje publikované odhady výše rizika pozdních somatických a genetických poškození (1, 2):

Tabulka 1

Poškození	Riziko vzniku
Zhoubné nádoby vedoucí k smrti	100 případů na 1 rem na 10^6 osob
Rakovina štítné žlázy dítěte (^{131}J)	30 případů na 1 rem na 10^6 osob
Růst závažných dědičných onemocnění	o 0,75 % Při ozáření populace dávkou
Celkové zhoršení zdraví obyvatelstva	o 5,0 % 5 rem za generaci

Obecné zásady ochrany společnosti

Společnost může v zásadě hodnotit přijatelnost nového technického vlivu (faktoru) rozvoje srovnáním jeho přínosu na jedné straně a společenských nákladů a ztrát včetně zdravotního rizika na straně druhé (obr. 1), popřípadě i srovnáním s alternativními řešeními, jsou-li k dispozici. Tato srovnávání provádí společnost někdy vědomě a s předstihem, avšak častěji šlo o postupné poznávání všech pozitivních a negativních stránek již působícího

faktoru. Riziko a přínos všech faktorů nelze zatím dostatečně kvantifikovat a vyjádřit vzájemně srovnatelným způsobem. Proto je často za míru přijatelnosti rizika nového faktoru považováno pozorované riziko jiného faktoru, již společností přijatého. Přijatelnost rizika různých faktorů může být ovšem významně ovlivněna odlišným emocionálním vztahem společnosti. Přesto lze obecně konstatovat, že společnost nový faktor přijímá jen tehdy, jeví-li se jí jeho přínos podstatně vyšším než jeho riziko.

Výrazem tohoto obecného společenského přijetí nového faktoru jsou podmínky a limity, které jsou stanoveny pro regulaci působení faktoru a které platí obecně. Pro regulaci působení ionizujícího záření jsou v ČSSR stanoveny limity dávek pro jednotlivce vyhláškami č. 59/1972 Sb. a č. 65/1972 Sb. jednak jako nejvyšší přípustné dávky pro pracovníky, jednak jako mezní dávky pro jednotlivce z řad obyvatelstva. Riziko zdravotních poškození spojené s těmito limitními dávkami je velmi nízké, nižší než rizika jiných pracovních činností nebo mimopracovního rizika, a proto je lze pokládat z hlediska jednotlivce za plně přijatelné.

Riziko přijatelné pro jednotlivce však nemusí být přijatelné pro společnost jako celek, při expozici velkého počtu jedinců. To platí zejména pro účinky genetické, které se převážně projevují nikoliv v prvních dvou generacích potomků, o něž se jedinec zpravidla osobně zajímá, ale až v generacích pozdějších. Mezinárodně doporučený limit populační genetické dávky - 5 rem za dobu od početí do 30 let věku, platný pro expozice z různých zdrojů mimo expozice z přírodního pozadí a expozice lékařské, nebyl u nás právně, tj. ve vyhláškách, zakotven, protože nepředstavuje konkrétní směrnici použitelnou pro činnost jednotlivých organizací. Je však zcela evidentní, že při plánování rozvoje jaderného průmyslu a využití zdrojů záření musí být plně vzata v úvahu i kritéria populační ochrany.

Vedle obecné míry přijatelnosti rizika při plánovaném využití technického faktoru se projevuje ve společnosti výrazná snaha omezit horní hranici vůbec možného rizika při neplánovaném působení faktoru, tj. při haváriích. Bezpochyby existují rizika, jež společnost vůbec není ochotna připustit. I zde platí, že společnost zaujímá tento postoj především vůči riziku nových faktorů a určitou roli ve vytváření a uplatňování obecně oprávněných přístupů hrají tragické demonstrace možností ničivého působení, i když za zcela jiných podmínek.

Princip minimalizace rizika

Skutečnost, že určité riziko spojené s konkrétní akcí nepřekračuje obecně přijatelnou míru, není sama pokládána za přijatelnou, lze-li toto riziko dále snížit bez významného omezení přínosu akce. Společnost oprávněně požaduje, aby riziko bylo tak nízké, jak to lze prakticky dosáhnout při uvážení ekonomických a sociálních hledisek, a aby z těchto hledisek každé zbytečné riziko bylo vyloučeno. Požadavek minimalizace expozice v ochraně před zářením je zcela nezbytný, protože každá dávka je spojena s definovaným rizikem. Proto obě vyhlášky uvádí tento princip jako vůdčí zásadu ochrany před zářením. Redukce rizika je spojena s vynaložením prostředků a společnost je oprávněna požadovat jejich optimální uplatnění. Proto je konkrétní míra přijatelného rizika výsledkem vzájemného vážení přínosu akce a nákladů na snížení rizika (obr. 1). Přímá, koncepční realizace této zásady je také obtížná s ohledem na překážky při vyjádření rizika způsobem srovnatelným s ekonomickými a jinými náklady na jeho snížení. Z tohoto hlediska jsou významné pokusy o odhad nákladů na snížení jednotky rizika. V zahraničí (3) jsou uváděny náklady např. ve výši 100 \$ USA na 1 man-rem. V naší praxi bylo např. použito kritérium prudkého vzrůstu nákladů, tzn. snížení expozice v kritické skupině obyvatel na takovou úroveň, od níž by náklady na další snížení expozice byly neúměrně vysoké. Určitým praktickým uplatněním principu minimalizace rizika s ohledem na technickou a ekonomickou dostupnost opatření v oblasti jaderné energetiky je požadavek, aby v čs. jaderných elektrárnách byla projektována a dosažena alespoň taková úroveň ochrany, jaká je skutečně dosahována při provozu zařízení obdobného typu v zemích s rozvinutým jaderným průmyslem. Z tohoto hlediska je významná výměna informací o skutečné expozici obyvatelstva při provozu jaderných zařízení mezi členekými státy RVHP.

Stejně tak pokládáme za významnou nezávislou oponenturu systémů ochrany v konkrétních projektech zařízení, prováděnou odborníky z řad jaderných fyziků a oborových ekonomů,

Kritéria ochrany při normálním provozu jaderných tepláren

Uplatnění výše uvedených principů ochrany v oblasti jaderného teplárenství má některé specifické rysy. Kritérium mezní dávky pro jednotlivce z obyvatelstva je zde zásadně nedostatečné: v oblastech s řidším osídlením lze očekávat výrazné rozdíly mezi expozicí tzv. kritické skupiny obyvatel, na niž je mezní dávka vztahována a expozicí ostatních členů populace, resp. průměrnou expozicí celé populace v dotčené oblasti. Naproti tomu v hustě obydlené městské aglomeraci jednak nebudou rozdíly v expozici výrazné, jednak lze počítat i s obtížemi při identifikaci skutečné kritické skupiny, takže nepřekročení mezních dávek pro jednotlivce z obyvatelstva nebude samo o sobě zárukou nízkých populačních dávek. Plány na výstavbu městských jaderných tepláren spolu s růstem možností expozice obyvatel současně z různých zdrojů vedou v ČSSR k aktuální potřebě stanovení prakticky použitelných limitů populační expozice, vyjádřených způsobem technicky hodnotitelným, tj. vztazením na technické parametry jaderné energetiky. Takovým limitem může být vyjádření integrální dávky na jednotku instalovaného energetického výkonu jaderných zařízení. Naše předběžné úvahy o definování tohoto směrného limitu vycházejí z limitu genetické dávky, doporučené ICRP ve výši 5 rem za 30 let. ICRP však předpokládá, že expozice obyvatelstva ze všech zdrojů, kromě užívaných v lékařství, nepřesáhne 1/5 tohoto limitu, tj. 1 rem. Soudíme shodně s jinými zahraničními autory, že není žádoucí, aby normální provoz jaderné energetiky přispíval k této frakci více než jednou třetinou (4).

Při předpokládaném instalovaném výkonu v ČSSR do roku 2000 cca 35 000 MW elektrické energie lze tedy doporučit směrný limit populační expozice ve výši asi 5 man-rem/1 MW elektrické energie za rok, nebo vhodněji ve vztahu k termálnímu výkonu asi 1,6 man-rem/1 MW_t za rok. Je však třeba si uvědomit, že vzhledem k plánované výstavbě jaderných zařízení ve střední Evropě by směrový limit měl být předmětem mezinárodních dojednání. Přesto, že na výši populační dávky se spolupodílejí vlivy lokálního charakteru, jako je velikost a distribuce obyvatelstva, může kritérium populační dávky (směrný limit) ovlivnit v určité míře i mezinárodní standardizace požadavků na technické parametry výroby jaderných zařízení, významné pro výši úniků a výpustí radioaktivních látek do prostředí.

Zahraniční zkušenosti však ukazují, že provoz jaderných energetických zařízení povede k podstatně nižší expozici obyvatel než připouštějí dávkové limity doporučené ICRP.

Kritéria ochrany z hlediska radiální nehody (havárie)

Potenciální riziko expozice obyvatel v důsledku nehody v jaderném zařízení podstatně překračuje plánované a regulovatelné riziko při normálním provozu, a proto je základním hlediskem při rozhodování o výstavbě jaderných zařízení. V podstatně zvýšené míře je toto hledisko rozhodující při umístování zařízení do městských aglomerací, kde při stejném úniku radioaktivních látek lze očekávat vyšší expozici podstatně většího počtu osob a kde je dále rovněž omezena možnost bezprostředních opatření ke snížení expozice v rámci havarijních opatření.

Maximální havárie

Pro posouzení důsledků nehod a vhodnosti zabudovaných protiopatření bývá používáno přístupu "maximální" nebo "referenční" havárie. Kritérium pro posouzení přijatelnosti důsledků takovéto havárie a tedy přijatelnosti výstavby zařízení bývá vázáno na vyloučení vzniku časných poškození. Tento přístup je výrazem snahy vymezit horní hranici možného rizika.

Pravděpodobnostní rozbor

Přístup "maximální havárie" neumožňuje zjistit a posoudit skutečné úhrnné riziko provozu jaderného zařízení. Přesnějšího vyjádření rizika lze dosáhnout na základě analýzy spektra možných nehod a jejich důsledků ve vztahu k pravděpodobnosti jejich vzniku. Taková analýza vyžaduje především znalost pravděpodobné frekvence selhání jednotlivých systémů a komponent jaderného zařízení a pravděpodobných úniků radioaktivních látek spojených s těmito selháními. Takové údaje o frekvenčním rozdělení úniků spolu s údaji o meteorologických podmínkách, o rozložení obyvatel ve vztahu k jadernému zařízení a s údaji o vztahu dávky a účinku umožňují odhadnout výslednou frekvenční distribuci zdravotních ztrát, jež je vyjádřením celkového rizika naplánovaného provozu (nehod) v zařízení.

Jaká lze používat kritéria pro posouzení přijatelnosti tohoto rizika: limit genetické dávky, resp. jeho frakce, o níž jsme již hovořili, je bezpochyby vhodným kritériem pro posouzení přijatelnosti rizika genetických důsledků. Zátěž gonád však není jediným nebo převažujícím důsledkem havarijní expozice. Kritéria pro posouzení přijatelnosti rizika nehod z hlediska somatických účinků nebyla zatím stanovena a jejich přijetí bude závažným společenským rozhodnutím. Riziko nehod by mělo být porovnáváno s obdobným rizikem např. se zdravotními důsledky průmyslových exhalací při používání fosilních paliv a předpokládaný rozdíl ve prospěch menšího rizika jaderného paliva přičítán k prospěchu jaderné energie. Kvantitativní podklady pro taková porovnání však dosud chybí. Proto v úvahách, které probíhají v současné době v odborném tisku, se obvykle porovnává riziko, tj. pravděpodobnost vzniku zhoubných nádorů vedoucích k smrti, s riziky smrtelných nehod v jiných oblastech lidské činnosti, jak jsou patrna z následujících několika příkladů (5) v tab. 2.

Tabulka 2

Příčina smrti	Pravděpodobnost smrti pro osobu za rok
Motorová vozidla	$2,6 \cdot 10^{-4}$
Požáry a exploze	$3,7 \cdot 10^{-5}$
Útopení	$2,8 \cdot 10^{-5}$
El. proud	$4,5 \cdot 10^{-7}$

Obvykle se usuzuje, že riziko nehod jaderných zařízení by mělo být o 1 - 2 řády nižší než riziko při jiné rozšířené lidské činnosti.

Jako praktické kritérium doporučil Farmer (6) použít hraniční křivku mezi zónou vysokého a nízkého rizika na grafu, vyjadřující škálu pravděpodobnosti vzniku různých nehod v reaktorových letech a pravděpodobných úniků ^{131}J v Ci. Předpokládá, že této hraniční křivky lze použít jako horní hranice přijatelného rizika nehod. Na obr. 2 je pro příklad uvedena hraniční křivka, sestavená podle Farmera (6) s přihlédnutím k podmínkám v ČSSR, za předpokladu čerpání nejvýše $5 \cdot 10^2$ reaktorových let do konce tohoto století, nejvýše 1 miliónové populace v okruhu 20 km od zařízení, ve které by neměl být indukován zářením více jak 1 případ rakoviny štítné žlázy. Podle tohoto kritéria ve všech případech nehod, které budou vyhovovat "zóně nízkého rizika", by souhrnné riziko rakoviny štítné žlázy v uvažované populaci nebylo vyšší než 10^{-8} a individuální riziko pro nejvíce ohrožené jednotlivce (dítě) nejvýše $5 \cdot 10^{-7}$. (Roční riziko rakoviny štítné žlázy pro osoby mladší 20 let je podle čs. Zdravotnické statistiky za rok 1972 asi $1 \cdot 10^{-6}$).

Pozornosti zasluhuje též metoda hodnocení rizika havárie na základě analýzy maximálních radioaktivních exhalací během provozu jaderného zařízení, předložená Bobrovníkovem a spol. (7), která vychází z poznatků, že distribuce těchto úniků s přesností nejméně 99 % odpovídá log-normálnímu zákonu distribuce, což podle autorů umožňuje stanovit kritéria hodnocení havarijních stavů a pravděpodobnosti havarijních úniků. Downíváme se, že tuto meto-

du po rozpracování by bylo možno použít současně s pravděpodobnostní analýzou nehod k hodnocení rizika havarijních úniků.

Jsme si vědomi, že v současných podmínkách rozvoje jaderné energetiky v ČSSR nejsou dosud k dispozici všechna data pro uvedenou pravděpodobnostní analýzu, a zejména že dosud není známo spektrum všech možných nehod s pravděpodobností jejich vzniku. Lze však doporučit, aby již v současné době při posuzování projektů jaderných zařízení, byly místo jediné "referenční" nebo "maximální" havárie vzaty v úvahu alespoň všechny dosud známé nebo předpokládané nehody (selhání) a posouzeny podle uvedených dostupných kritérií. Je nesporné, že další získávání a ověřování údajů o spolehlivosti jednotlivých systémů a komponent jaderných zařízení je proto velmi účelné, protože pravděpodobnostní analýza možných nehod a selhání je účinným prostředkem nejen pro zjištění a posouzení přijatelnosti rizika, ale je neméně důležitým prostředkem pro testování a zvyšování spolehlivosti jaderných zařízení a pro vyloučení možných nehod velkého i malého rozsahu. Je pochopitelné, že hledisko pouze "maximální" havárie právě tato menší "běžná" selhání nepostihuje.

Souhrn

V předneseném sdělení jsme se pokusili dát celkový pohled na tvorbu a použití kritérií radiační ochrany pro plánovanou výstavbu jaderných tepláren v hustě obydlených oblastech.

Poukázali jsme, že v příslušných nových předpisech ČSSR v souladu s mezinárodními doporučeními jsou zakotveny zdůvodněné limity a zásady pro posouzení přijatelnosti expozice záření z jaderných zdrojů pro pracovníky a jednotlivce z obyvatelstva při normálním (plánuvaném) provozu zařízení. Upozornili jsme na potřebu použití kritérií populační ochrany a navrhli prakticky použitelný směrný limit populační expozice.

Metody pro zjištění a posouzení přijatelnosti rizika nehod v jaderných zařízeních se v současné době teprve vyvíjejí a mají mimořádný význam vzhledem k závažnosti tohoto rizika. Optimálním způsobem se jeví analýza spektra možných nehod a jejich důsledků ve vztahu k pravděpodobnosti jejich vzniku. Kromě hlediska genetických účinků v populaci nebyla jiná kritéria dosud stanovena, i když jsou soustředovány podklady, na jejich základě bude možné kritérium pro hodnocení přijatelnosti nehod přijmout.

Literatura

- (1) Dolphin, G.W., Marley, W.G.: Risk evaluation in relation to the protection of the public in the event of accidents at nuclear installation, Proceedings of a symposium on Environmental contamination by radioactive materials, 241-254, IAEA, Vienna, 1969
- (2) Baietti, A.L., Hart, J.C., Deal, L.J.: The effects on populations of exposure to low levels of ionizing radiation, Health Physics, 24,3,361-363, 1973
- (3) Lindell, B.: Assessment of population exposures, Proceedings of a symposium on Environmental behaviour of radionuclides released in the nuclear industry, IAEA-WHO, Aix-en-Provence, 1973
- (4) Hedgran, A., Lindell, B.: On the Swedish policy with regard to the limitation of radioactive discharges from nuclear power stations: An interpretation of current international recommendations, Statens stralskyddsinstitut, Verksamheten, 75-94, 1970
- (5) Otway, H.J., Lohrding, R.K.: A risk estimate for an urban-sited reactor, Nuclear Technology, October, 1971
- (6) Farmer, F.R.: Siting criteria - a new approach, Proceedings of a symposium on Containment and siting of nuclear power plants, 303-318, IAEA, Vienna, 1967
- (7) Bobrovnikov, O.P. et al.: Assessment of the probability of radiation accidents at nuclear power stations, Proceedings of a symposium on Handling of radiation accidents, 471-481, IAEA, Vienna, 1969.

9.
DISKUSE (sekce A)

Musialowicz (PLR):

I would like to ask some questions to speakers of yesterday's section, namely to Mr. Klik.

Could you tell me some details about the character and duties of your Nuclear Safety Committee? The about mentioned Committee does exist in the function of an independent advisory body within the framework of Atomic Energy Commission? Who are members of this Committee? Can you give me the information about their profession?

The second question rises to Mr. Ševc.

Have you any individual or total dose limits established for the population for cases in which maximum credible or reference or representative accident is considered?

Klik:

Pokud jde o Radu pro jadernou bezpečnost, neboli jak se v cizině nazývá "Safety Committee", v Československu to je nezávislý poradní orgán atomové komise. Jeho předsedou byl dlouhá léta akademik Běhounek, jeden z nejznámějších světových odborníků v oblasti radiologické ochrany a dozimetrie, a po jeho úmrtí se ujal této funkce akademik Kvasil, rektor Českého vysokého učení technického v Praze. Členy této rady jsou představitelé dalších orgánů, které provádějí státní dozor nad jadernou bezpečností. Především jsou to hygienické orgány obou republik, které provádějí dozor nad dodržováním zásad radiační ochrany a radiační hygieny v elektrárně. Dále jsou zastoupeni představitelé Úřadů bezpečnosti práce z obou republik. Úřad ochrany práce v Československu plní funkci technického dozoru; zastupuje jak představitele českého, tak i slovenského Úřadu bezpečnosti práce. V Radě pro jadernou bezpečnost jsou dále zastoupeni představitelé provozovatele (federální ministerstvo energetiky), představitelé výzkumných ústavů, zejména Ústavu jaderného výzkumu v Řeži a Výzkumného ústavu energetického, který má pobočku pro otázky jaderné bezpečnosti v Bohunicích, představitel atomové elektrárny, představitel Škody Plzeň, představitel projektčních organizací aj. Rada má přes 20 členů, schází se k pravidelným zasedáním zhruba jedenkrát za 3 měsíce a projednává všechny materiály, které jí předkládá odbor jaderné bezpečnosti ČSKAE, když potřebuje stanovisko této rady. Např. dříve, než vydá atomová komise povolení k výstavbě nebo povolení k provozu, žádá o stanovisko této rady, jakožto nezávislého poradního orgánu. V současné době hlavním úkolem bude projednání připravovaných bezpečnostních kritérií, která jsou připravena a později také návody, jak tato kritéria technicky splnit.

Ševc:

Doc. Musialowicz se ptal, zda v Československu máme stanoveny přípustné limity nebo zda počítáme s přípustnými limity pro maximální havárii. Přípustné limity, ve smyslu jaké jsou pro normální plánovaný provoz, v ČSSR nemáme a stejně jako v jiných zemích nepočítáme ani s tím, že by takové přípustné nebo nejvýše přípustné limity pro havárii byly stanoveny. Je ovšem možné, že doc. Musialowicz měl na mysli akční úrovně a ne přípustné limity. V tomto případě v nejbližší době se zavedením těchto přípustných akčních úrovní jakožto signálních hodnot v případě havárie za účelem snížení důsledků havárie počítáme. Právě v této době se zabýváme hodnotami, které by měly být použity. Tyto přípustné akční úrovně budou ve formě směrnice vydány hlavními hygieniky obou republik.

Thank you Mr. Ševc, I understood that you have not had in your country some permissible dose limit for accidental situation in reactor design criteria but you have mentioned that you have prepared now dose action levels.

I would like to add that such limits exist in some countries, e.g. in USA, 25 Rad for whole body irradiation and 300 Rad for thyroid irradiation, specially limits for reactor design criteria. It means that cases of accidental probability are very low, e.g. 10^{-6} - 10^{-8} .

In Soviet Union nuclear limits exist too. There are for whole body irradiation also 25 Rad and 25 Rad for thyroid. I see some difference between dose action levels (or emergence reference criteria, because of the second case in the case when you have established this dose action levels. You have an accident the probability of which equals 1 in the first situation. You need some limits for reactor design criteria as I already said the probability of accident is 10^{-7} - 10^{-8} .

Ševc:

Ve Spojených státech a některých jiných zemích jsou používány hodnoty, které jsou v jiných zemích pokládány za akční úrovně a používají je jako kritérium pro výpočet horní hranice rizika. Při kalkulačních operacích s těmito hodnotami, tyto jsou velice blízké s akčními úrovněmi našimi. Můžeme s nimi počítat, ovšem jako přípustnou hodnotu v nejbližší době je nepokládáme za nutné ani za vhodné v ČSSR ustanovovat.

Kaisler:

Celá tato sekce se týká otázek bezpečnosti jaderných zařízení, které jsou značně závažné právě v případě jaderných tepláren. Zmíním se o problémech souvisejících s bezpečností, zejména je to kontrola kvality. Kvalita jaderného zařízení je ovlivněna celou řadou faktorů. Od hodnocení provozních podmínek tak, jak k němu dochází v provozním projektu, přes období konstrukční přípravy, teoretických prací, projekčních návrhů, konstrukce a technologie. Kvalitní montáž zařízení je rovněž předpokladem bezporuchového provozu a bezpečnosti. Bezpečnost není jenom na začátku, je především v průběhu celého provozu. Existují některé předpoklady, které mají vliv na bezpečnost jaderné elektrárny, ať je to v období přípravy a nebo v období uvedení do provozu. Je to především předpoklad, že nedojde ke změně provozních podmínek, tedy zejména ve smyslu zhoršení těchto provozních podmínek a ve vztahu vlivu těchto změn na materiál a svarové spoje. Dále je to předpoklad, že vady přípustné velikosti, charakteru a na takových místech jsou takové, že nenastane jejich rozvoj za provozu. Další předpoklad je, že všechny provedené výzkumné a vývojové práce a ověřovací experimenty, které byly přirozeně provedeny s omezením časového průběhu, četnosti, způsobu namáhání a v omezeném počtu kombinací dostatečně simulovaly provozní podmínky. Je tedy další podmínka, aby při kontrole a montáži nedošlo k opomenutí ze strany kontrolního personálu a přirozeně také, že za provozu nedojde přímo k chybným zásahům. Protože plnění těchto předpokladů je mírně řečeno diskutabilní, vztáhneme-li to na 25 - 35letý provoz zařízení, musíme zvládnout kontrolu i v období, kdy jaderná energetika bude zcela běžnou záležitostí. Chtěl bych ilustrovat zahraniční přístup tak, jak byl např. prezentován v Londýně loňského roku na konferenci o periodických kontrolách tlakových nádob. Na prvním obrázku jsou faktory, které ovlivňují poruchu. Jsou to: napětí, vlivy prostředí, vlastnosti materiálu a charakteristika vady. Na dalším obrázku jsou znázorněny údaje pro charakterizaci vady. Je to geometrie vady, příčina vady, místo, ve kterém se vada nachází, původ a typ vady. Další obrázek se pokouší schematicky všechny tyto vztahy vyjádřit tak, jak na začátku vyplývají z předpovědi stálého a přechodného zatížení, z analýzy stavu napjatosti a deformací, z vlastností materiálů, ze specifikací požadavků na inspekci, kontrolu a jak to nakonec s respektováním požadavků na bezpečnost a spolehlivost vyúsťuje v predikci integrity

konstrukce. Ke všem těmto otázkám se zodpovědně musíme vracet v průběhu celého provozu, kdy dochází samozřejmě ke kontrolám, o kterých jsem se zmínil, k periodickým inspekcím a k předhodnocování zmíněných předpokladů i k dalším predikcím resp. k predikcím pro další provoz elektrárny, případně pro odstavení. Jsme si vědomi situace a závažnosti těchto aspektů, které jsem se pokusil orientačně uvést. Z toho důvodu, z iniciativy a pod vedením odboru bezpečnosti a záruk ČSKAE, připravujeme systematický program v oblastech, o kterých jsem se zmínil, zejména práce, které doplní stav znalostí a prací, které jsme v tom směru již provedli. Jedním z takových hlavních a postupných, poměrně nejbližších cílů, je zajištění potřebných technických i organizačních podmínek pro zvládnutí otázek technické bezpečnosti v průběhu přípravy a provozu jaderných zařízení. Chceme vydávat instrukce pro všechny partnerské organizace a chceme, aby později tyto instrukce byly podkladem pro tvorbu závazných norem. Předpokládáme, že této práce se zúčastní řada našich organizací. Chci tedy apelovat zejména na partnery z naší republiky, aby si byli vědomi těchto prací, jejich závažnosti a pokud možno iniciativně vstupovali s námi ve spolupráci a doufám, že v dohledné době se nám podaří alespoň částečně eliminovat potíže, které byly při výstavbě elektrárny A-1 a při schvalování jejího uvedení do provozu.

Fleming:

Všichni očekáváme, že rozvoj jaderné energetiky včetně a snad zvláště i elektráren s odběrem tepla pomůže zásadně řešit obtížnou situaci v životním prostředí, které klasické elektrárny vážně poškozují a kde trend zhoršování vlivu klasických elektráren na životní prostředí se ještě nedostal do klesajícího pásma. Naopak, v nejbližších letech lze očekávat vlivem sirnatosti paliva další výrazné zhoršení, zejména v českých oblastech. To všechno ovšem platí za předpokladu, že nedojde k havarijním situacím, a myslím, že všichni můžeme ocenit, jaká péče se věnuje rozvoji výzkumných a vývojových prací v této oblasti, jak jsme si mohli ověřit v přednesených referátech. Dejte mi v souvislosti s tím položit dvě malé otázky především s. Kadlecovi. Jaké energetické nároky má udržování 800 tun ledu a jak to ovlivňuje činnost jaderné elektrárny? Sám se domnívám, že to bude nepatrné, ale myslím, že by bylo dobré nám k tomu dát konkrétní čísla, abychom věděli o co jde. Druhá otázka se týká havarijního chlazení. Existují již nebo jsou rozpracovány koncepce a v jaké poloze jsou nejnovější úvahy k řešení této otázky?

Kadlec:

S ohledem na různé typy kontejnmentů pochopitelně systém s ledovým kondenzátorem představuje soustavu statických bloků ledu, které musíme udržovat. Narozdíl od plnotlakých systémů, které předpokládají větší provozní přetlaky, je ekonomie ledového kondenzátoru horší. Na vytvoření nápiné ledového kondenzátoru je třeba zhruba 20 MWh elektrické energie a na udržení příkon asi 90 kW.

Královac:

Otázku havarijního chlazení reaktoru považujeme za jednu z primárních otázek bezpečnosti a snažíme se řešit tuto otázku v souladu s tendencemi, které se v této problematice ve světě vyvinuly. Rozpracováváme systém havarijního zalití reaktoru, systém vysokotlakého a nízkotlakého dochlazování. V současné době se tato otázka řeší teoreticky a připravujeme výpočtový program. Jisté ovšem je, že tyto práce jsou značně vázány na experimentální objasnění některých jevů a tuto experimentální činnost bude potřeba ve velkém rozsahu rozvíjet.

Skornik (PLR):

I have put a few questions to Mr. Kadlec who presented his paper yesterday. I just like to know what is your present view of the evaluation of an environmental hazards for the plan of nuclear plants in CSSR.

How do you consider the reliability of engineered safeguards which are one of the most important factors in foregoing of analysis? Have you any specific instructions or materials how to deal with the probability consequence approach in siting evaluation of nuclear plants in the vicinity of great industrial and densely populated agglomerations?

Kadlec:

Chtěl bych upozornit, že na této konferenci vystupujeme z hlediska investora, který má v konečné fázi odpovědnost za bezpečný provoz, což znamená i bezpečné projektování a zhodnocení vlivu elektrárny na okolí. Investor musí požadovat od všech projekčních i výrobních organizací, aby v maximální míře poskytovaly údaje, které by dovolily a umožnily dílo realizovat. Pozice investora v Československu v podstatě spočívá v přejímání a využívání výsledků prací ostatních organizací. Co se týká pravděpodobnostního přístupu k hodnocení bezpečnosti, jsme si vědomi toho, že tato problematika je v počátečním stadiu. Považujeme tuto metodu za objektivně nejprogresivnější přístup k hodnocení bezpečnosti. Ovšem do jaké míry budou tyto naše požadavky schopny splnit ostatní organizace, to záleží na konkrétním jednání a také na vyvolání dodatečné zainteresovanosti různých organizací.

Klík:

Doplnil bych odpověď na otázku ing. Skornika, že v Československu zatím byla bezpečnost hodnocena zejména na základě projektové havárie nebo maximální věrohodné havárie. Touto problematikou se zabývá zejména Energetický ústav ve své pobočce v Bohunicích. My samozřejmě, jak bylo zdůrazněno v několika referátech, považujeme tento přístup zejména pro hustá osídlení za nedostatečný a začínáme se zabývat problematikou hodnocení na základě celkového rizika, který vyplývá během celého života elektrárny tak, jak může být jediné hodnocen na základě systémové analýzy spolehlivosti. V tomto odvětví se začaly rozvíjet práce v Ústavu jaderného výzkumu v Řeži, tak jak je včera popisoval ing. Pífan a doporučoval bych, abychom o bližších detailech jednali na zvláštním užším kruhu jednání.

10.

ZÁVĚRY - předseda sekce A

Naše sekce se pochopitelně shodla na všeobecně přijaté zásadě, že předpokladem výstavby jaderných tepláren je použití vyzkoušeného a ověřeného typu reaktoru, vybaveného speciálními bezpečnostními systémy.

Upozornila na některé další významné aspekty, a to:

1. Na nutnost formulování kritérií radiační ochrany pro hustá osídlení.
2. Na význam tvorby norem a předpisů pro zajištění bezpečnosti jaderných zařízení.
3. Na narůstající potřeby kvantifikace celkového rizika plynoucího z provozu jaderné teplárny.
4. Na mimčfádny význam kvality a spolehlivosti zařízení a z něho vyplývající nutnosti nebývalého rozsahu její kontroly během výroby, montáže a provozu zařízení.
5. Na rozhodující význam lidského faktoru a nutnost systematické výchovy operátorů.

SEKCE B "PROJEKTY A EKONOMIKA JADERNÝCH TEPLÁREN"

předseda Ing. Jan Hrdlička, Energoprojekt Praha

Soudruhu předsedo, vážení přítomní!

Sekce B se má zabývat projekčními návrhy a ekonomikou jaderných zdrojů tepla, což je ovšem okruh značně široký, chápáno z definice projektu jako souborného technického, ekonomického a architektonického řešení určitého díla. Je nutno konstatovat, že základní technické a tedy i projekční otázky jaderného zdroje v současném období jsou v oblasti vyřešení inženýrských bezpečnostních opatření. Vzhledem k úspěšnému průběhu předešlé sekce můžeme však okruh těchto otázek považovat pro naše jednání v podstatě za uzavřený a věnovat pozornost problémům, které sice spodléhají tak značnému zájmu veřejnosti, ale jsem přesvědčen, že po překonání této bezpečnostní bariéry budou rozhodující pro rozsah uplatnění jaderných zdrojů v soustavách zásobování teplem. Specifika jaderného zdroje vnáší totiž do řešení zásobování teplem řadu nových aspektů, vyplývajících především z rozdílného poměru palivové a investiční složky nákladů proti konvenčním zdrojům a v důsledku toho i silné závislosti nákladů na velikosti jaderného zdroje. Tato skutečnost nás spolu s rozбором možnosti naší výzkumné i průmyslové základny vedla k opuštění systému jaderných tepláren přizpůsobených výkonové lokálními podmínkami teplofikace. V současném období dáváme přednost výstavbě průmyslově ověřených jaderných elektráren, jejichž sekundární okruh je modifikován i pro potřeby odběru tepla pro blízké spotřebitele. Samozřejmě ani jaderná elektrárna s odběrem tepla není řešena bez konfliktu, uvážíme-li, že např. oblasti realizace jaderné elektrárny 2 x 440 MW musíme uvést do uspořádaného pohybu vzhledem k více než 1 mil tun materiálu, což mimo jiné vyžaduje i velké prostory pro rozvinutí potřebného objemu výstavby. Je zřejmé, že v obvykle stísněných podmínkách aglomerací vyvolává tato skutečnost značné obtíže. Tato průmyslová a obytná centra neoplývají obvykle také nadbytkem vody a potřeba vody pro takto soustředěný elektrický výkon není právě malá. Tyto okolnosti spolu s logickým požadavkem využití velkého množství tepla, které je v jaderné elektrárně k dispozici, staví znovu do popředí otázku ekonomického přenosu tepla na větší vzdálenost. Bez problému také nejsou důsledky vyvolané zapojením tak rozsáhlého zdroje tepla a současné významného članku elektrizační soustavy do systému zásobování teplem. Na jedné straně předpokládané výhodné ekonomické ukazatele odebíraného tepla z jaderné elektrárny vedou k vytlačování ostatních zdrojů propojené soustavy do špičkových částí diagramu zatížení. Nebude možno rovněž nerespektovat i nároky elektrizační soustavy, které jsou v určitých obdobích značně kritické. Tyto okolnosti bude nutno velmi pečlivě analyzovat a hledat optimální řešení, přičemž bez zajímavosti není ani navržení optimálního uspořádání sekundárního okruhu jaderné elektrárny z hlediska využití možnosti odběru z kondenzační části turbin v kombinaci s turbinami protitlakými.

Doufám, že naše dnešní jednání přispěje alespoň k částečnému objasnění těchto i dalších problémů včetně naší problematiky ekonomické teorie v praxi.

11. ИСПОЛЬЗОВАНИЕ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ ПРИ БОЛЬНОЙ ОТДАЛЕННОСТИ ПОТРЕБИТЕЛЯ ДЛЯ ТЕПЛОСНАБЖЕНИЯ

Теплоснабжение некоторых городов в ГДР осуществляется при помощи конденсационных станций, расположенных за городом и перестроенных на теплофикационные станции. Строительство атомных станций с водяными реакторами под давлением на 440 мвт позволит обеспечить в последующие годы теплоснабжение на ядерных источниках.

Строительство атомных станций позволит их использование для покрытия тепловых нагрузок в рамках комплексно-территориального энергоснабжения.

Использование атомных станций приведет к уменьшению общественных затрат для энергетического хозяйства на основе экономии энергетического сырья, а также разгрузки топливного и транспортного баланса. Кроме экономических преимуществ важно также уменьшение загрязнений окружающей среды.

Положительный опыт, накопленный при использовании крупных станций для выработки тепловой энергии для теплофикации, а также прогрессивный уровень развития техники атомных станций говорят за возможность осуществления этого замысла. Для случаев моделирования оцениваются технические возможности и экономичность теплоснабжения от атомной станции с водяными реакторами под давлением общей мощностью 440 мвт.

При рассмотрении учитываются следующие допущения:

- Предполагаемое развитие потребления тепла составит максимально прибл. 300 Гкал/час. Промышленные потребители, работающие преимущественно на паре, будут обеспечены от построенных и предусмотренных тепловых станций. Атомная станция должна покрывать потребление горячей воды для бытовых и отопительных целей. Максимальное потребление тепла оценивается в 180 - 240 Гкал/ч.
- Протяженность магистрального трубопровода от границы атомной станции до распределительной сети города принимается 20 км. В концецехи атомной станции предусматриваются несколько водяных реакторов под давлением с мощностью 440 мвт. Предполагается, что отдельные реакторные блоки будут работать один год в испытательном режиме и два года в конденсационном. После этого реактор будет работать на теплоснабжение.

Дополнительная отдача тепла может быть осуществлена

- при повышении тепловой нагрузки на основе определения границы нагрузки а также на основе производственного опыта, собранного при работе на постоянную электрическую мощность,
- при снижении электрической мощности вследствие выработки тепла при постоянной тепловой нагрузке реактора.

Первые теоретические испытания покажут возможность увеличения тепловой мощности реактора.

При этих условиях задается, что одним реактором может быть отдано на теплоснабжение максимально 100 Гкал/ч, чтобы по возможности уменьшить воздействие на станцию. На основе существующей концепции атомной станция техническое исполнение теплоснабжения ограничено. Преимущество отдается схемам с минимальными конструктивными и теплотехническими воздействиями на турбинный контур, например:

Регулированием свежего пара

или

регулированием свежего пара и отбором из части
высокого давления турбины.

Предусматривается постройка отдельной установки для теплопередачи, расположенной вследствие компоновки вне машинного помещения.

Оценка надежности снабжения при учете участвующих в теплоснабжении реакторов производится при следующих предположениях:

- Исходит из того, что концепция атомных станций при дополнительной отдаче тепла не получает существенного изменения, так как доля теплоотдачи для подогрева меда по сравнению с общей тепловой мощностью реакторов. Максимальный отбор тепла не должен превышать $Q = 100$ Гкал/ч от каждого реактора
- Годовые загрузки реакторов и плановые ремонтные работы производятся вне отопительного периода. В это же время производится ремонт тепловой сети.
- Для надежного теплоснабжения от атомных станций важную роль играет работоспособность реакторов. При повреждении во вторичном контуре ядерная система реактора может использоваться дальше для теплоснабжения.

Временная неработоспособность станций получается из плановой и внеплановой неработоспособности.

Предполагается учитывать только внеплановую неработоспособность. Временная неработоспособность реактора определяется следующим образом:

$$p = \frac{\tau_{н}}{\tau_{р.с}}$$

где $\tau_{н}$ - внеплановая неработоспособность

$\tau_{р.с}$ - время работы реактора

По закону распределения Бернулли, вероятность для аварии x реакторов, при n реакторах участвующих в теплоснабжении определяется по формуле

$$\tau_A(x) = \binom{n}{x} p^x (1-p)^{n-x}$$

Продолжительность работоспособности для выработки тепла получается из равенства максимальной тепловой мощности реакторов, участвующих в теплоснабжении и аварийной мощности, зависящей от времени.

Учитывая годовые постоянные характеристики тепловой нагрузки, можно определить долю риска работоспособности. В случае совмещения годовой характеристики потребленного тепла с рабочей характеристикой, можно оценить необходимую резервную мощность из равенства рабочей тепловой нагрузки и потребленного тепла.

На примере одного случая снабжения оценивается время неработоспособности τ_A при следующих условиях:

максимальная необходимая тепловая нагрузка

$$Q_{\text{макс}} = 240 \text{ Гкал/час}$$

число реакторов, участвующих в теплоснабжении

$$n = 4$$

внеплановая неработоспособность реакторов

$$p = 5\%, 10\%$$

время работы теплосистемы

$$\tau_0 = 8000 \text{ час/г}$$

Риск снабжения определяется из условия одновременно наступающего максимального потребления тепла и самого неблагоприятного случая отдачи тепла.

Риск снабжения, оцениваемый по характеристике годовой нагрузки, значительно меньше. Резервную тепловую нагрузку необходимо в крайнем случае можно определить из разницы выработанной тепловой мощности и фактической нагрузки. Если разница < 0 , то необходима дополнительная тепловая мощность. Необходимая продолжительность резерва получается из пересечения линии нормированной годовой нагрузки с линией рабочей нагрузки.

На основе приведенных расчетов к постороннему источнику энергии возникают следующие требования, при $p = 5\%$:

вышедшие из работы реакторы x	время выхода из работы (час/г)		необходимая резервная мощность (Гкал/час)
4	0,0008	0,05	240
3	0,0475	3,8	140
2	1,35	108	40
1	17,147	1370	-
0	81,800	6500	-

при $p = 10\%$:

вышедшие из работы реакторы x	время выхода из работы (час/г)		необходимая резервная мощность (Гкал/час)
4	0,01	0,8	240
3	1,08	38,4	140
2	4,86	384	40
1	29,159	2333	-
0	85,609	5249	-

Можно оценить, что при участии четырех реакторов обеспечивается надежное теплоснабжение.

В большом числе рассмотренных вариантов и при частичном оптимизации диаметра и толщины изоляции магистрального трубопровода для определения экономичного и технически реализуемого варианта учитываются воздействия:

- выполнение подключения
- режим регулирования магистрального трубопровода
- температуры горячей воды в прямом и обратном проходе.

Для оценки экономичности, затраты на отдачу тепла, измеряемого до точки питания в распределительную сеть, определяются из следующих затрат:

$$K_{Q} = K_{Q,D} + K_{Q,мкв} + K_{Q,нз} + K_{Q,т}$$

$K_{Q,D}$ = затраты на тепло при использовании подогревающего пара из турбинного контура

$K_{Q,мкв}$ = затраты, возникающие в машинном отделении, например, перестройка, арматура, трубопроводы, а также ремонт и профилактика

$K_{Q,нз}$ = затраты на тепловую подстанцию, а также на ее обслуживание и уход

$K_{Q,т}$ = затраты на сооружение, обслуживание и уход магистрального прохода, а также на подстанцию, повышающие давление и на распределительную подстанцию, расположенную между магистралью и распределительной сетью.

Самым важным критерием является возможность осуществления подключения на станции, вследствие ограниченного места в машинном отделении.

На рис. 4 изображено влияние выполнения подключения при дополнительной отдаче тепла 50 Гкал/ч. на каждую турбину сухого пара мощностью 220 мвт. С повышением температур в подающей сети увеличивается воздействие на станцию. Так как в затратах на тепло $K_{Q,D}$ между

различными вариантами подключения существует только относительно маленькая разница, то может быть выбрано простое и легко осуществимое подключение для отбора тепла.

Для выбора температуры в подающей сети, а также режима работы решающую роль играют затраты на магистральный провод. Исследования показывают, что преимущество отдается качественному регулированию при температуре 180°C в подающем трубопроводе. Для передачи 200 Гкал/ч вполне достаточно, если условный диаметр магистрального провода выполняется $\approx 300\text{ мм}$.

Выбор условного диаметра $\approx 700\text{ мм}$ привел бы к повышению затрат на 14%. В затратах на капиталовложение магистралей учтены две испытываемые подстанции. Потери давления при температуре $t_v = 180^{\circ}\text{C}$ в подающем и $t_R = 80^{\circ}\text{C}$ обратном проводе при максимальной пропускной способности составляют прибл. $0,9\text{ ат/км}$, оптимальная скорость составляет 2 м/сек .

Температурные потери составляют в проектом случае $\Delta t_v = 1,5^{\circ}\text{C}$ и при минимальном потреблении тепла $\Delta t_v = 5,5^{\circ}\text{C}$. При температурном регулировании линии теплоснабжения затраты увеличиваются. Затраты на отдачу тепла в зависимости от выбора точки питания для распределительной сети составляют 80% от затрат на выработку при сооружении станции, работающей на мауте.

Технические и экономические исследования показали, что учитывая условия ГДР, по сравнению с другими вариантами теплоснабжения, целесообразно выбирать для атомных станций в-одноэле реакторы под давлением мощностью 440 мвт . Использование атомных станций для теплоснабжения является прогрессивным решением для хозяйства ГДР и кроме того он поможет уменьшить загрязнение окружающей среды.

Рис.1

Вариант: одноступенчатый подогрев воды свежим паром

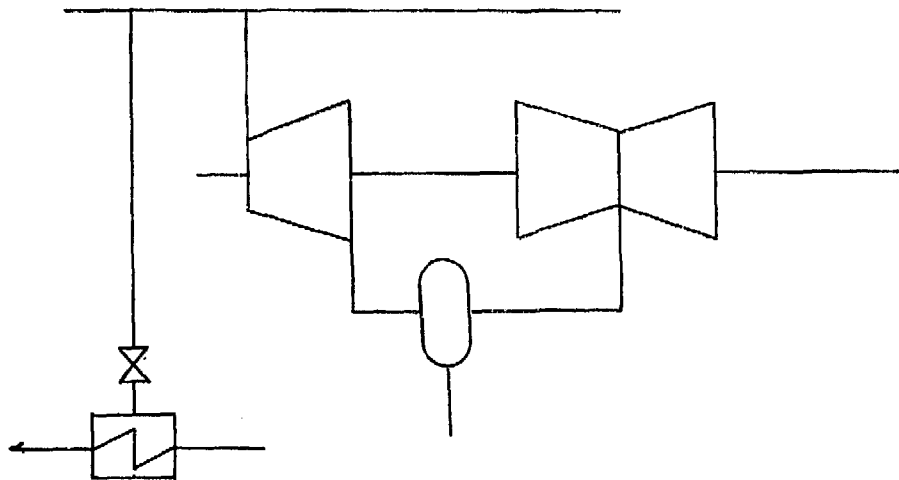


Рис.2

Вариант: двухступенчатый подогрев воды свежим паром и паром из отбора третьей ступени турбины

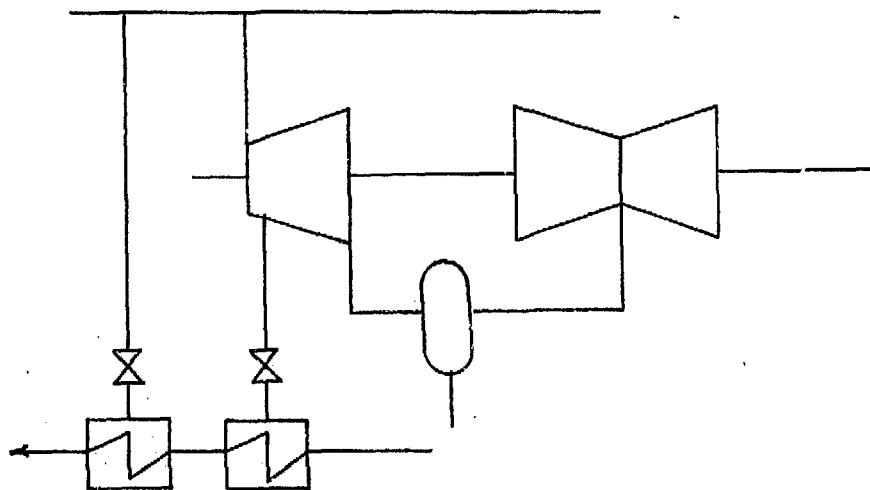


Рис.3
Сопоставление линии годовой тепловой нагрузки и линии
рабочей нагрузки для четырех реакторов

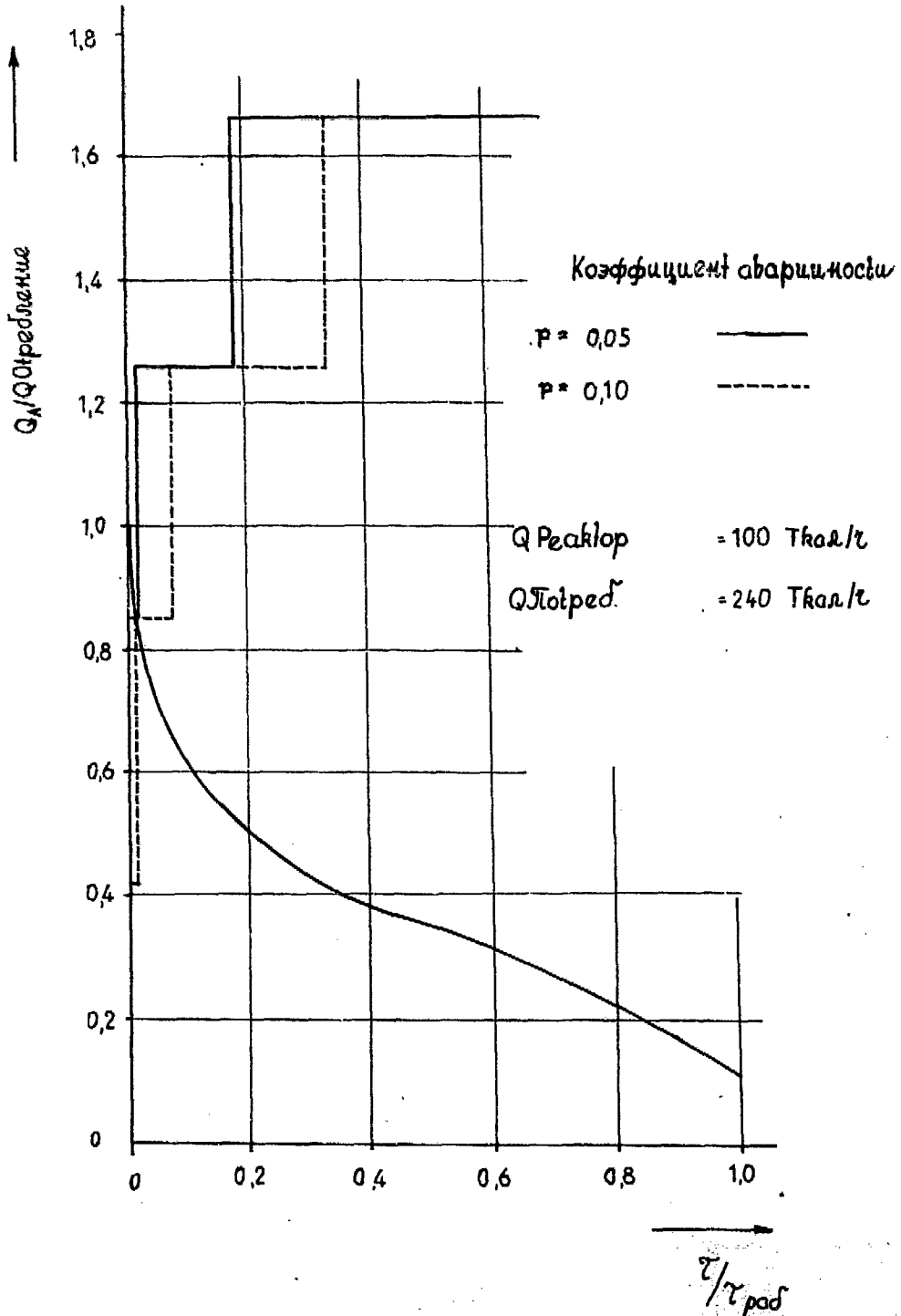


Рис.4

Увеличение потребления свежего пара при максимальной отдаче $Q = 50 \text{ Ткал/г}$ от каждой турбины номинального количества пара m_{f0} в зависимости от температуры в подающем трубопроводе t_v

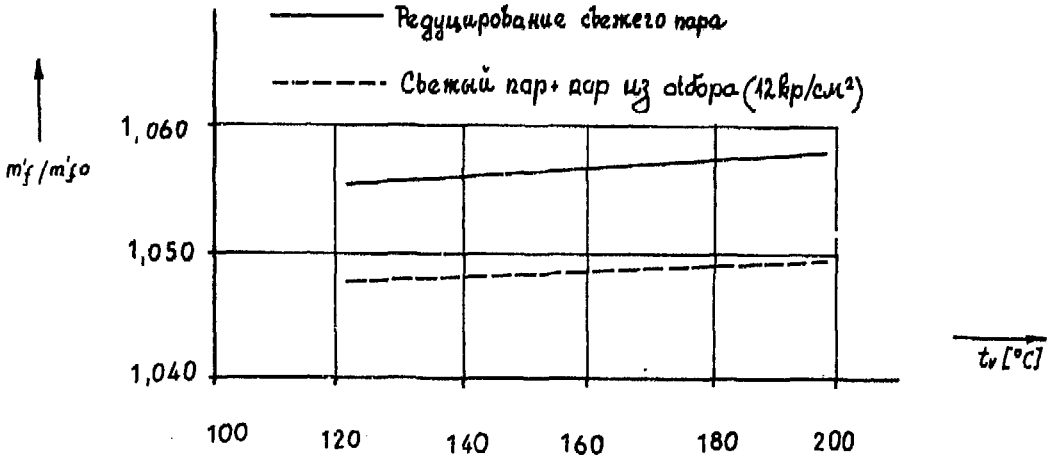


Рис.5

Снижение электрической мощности при максимальной отдаче тепла $Q = 50 \text{ Ткал/г}$ и постоянном номинальном количестве пара m_{f0} в зависимости от температуры в подающем трубопроводе t_v

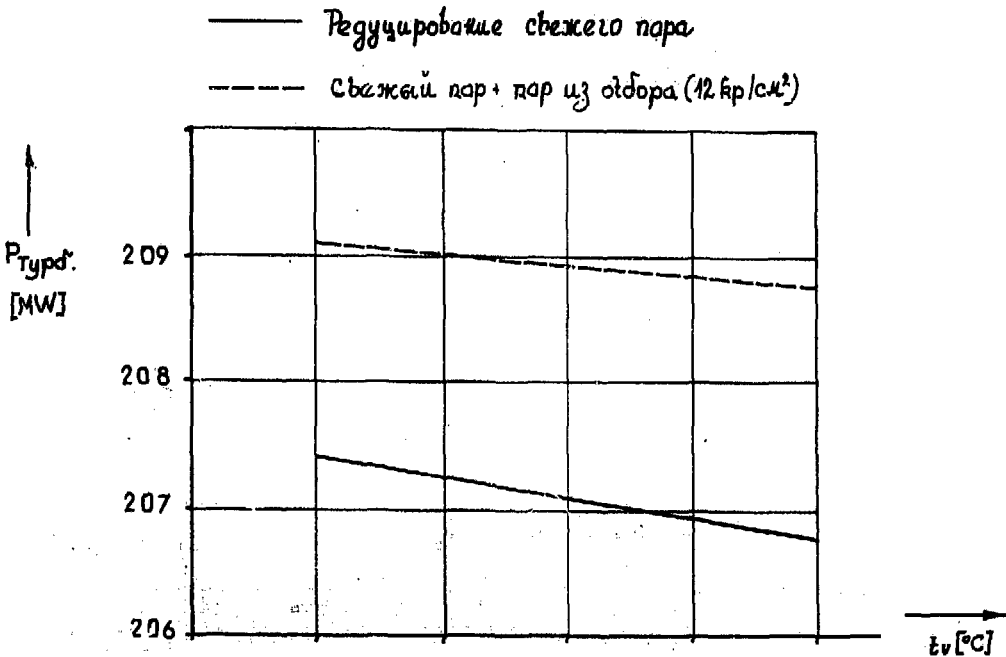


Рис.6
 Зависимость затрат на отдачу тепла от длины магистрального
 провода, от несенная к затратам на отдачу тепла от станции, работающей
 на мазуте.
 Вариант: Редуцирование свежего пара

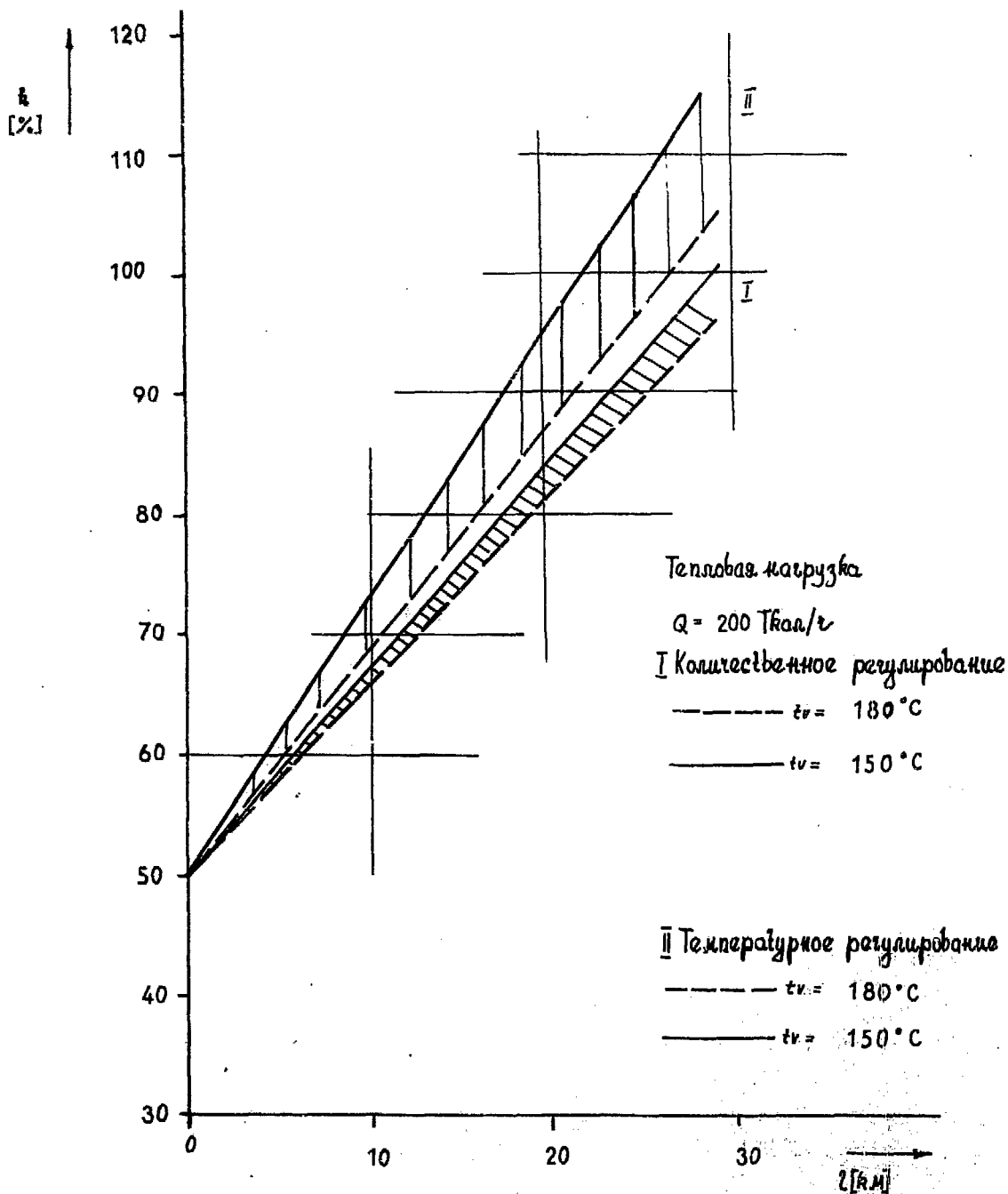
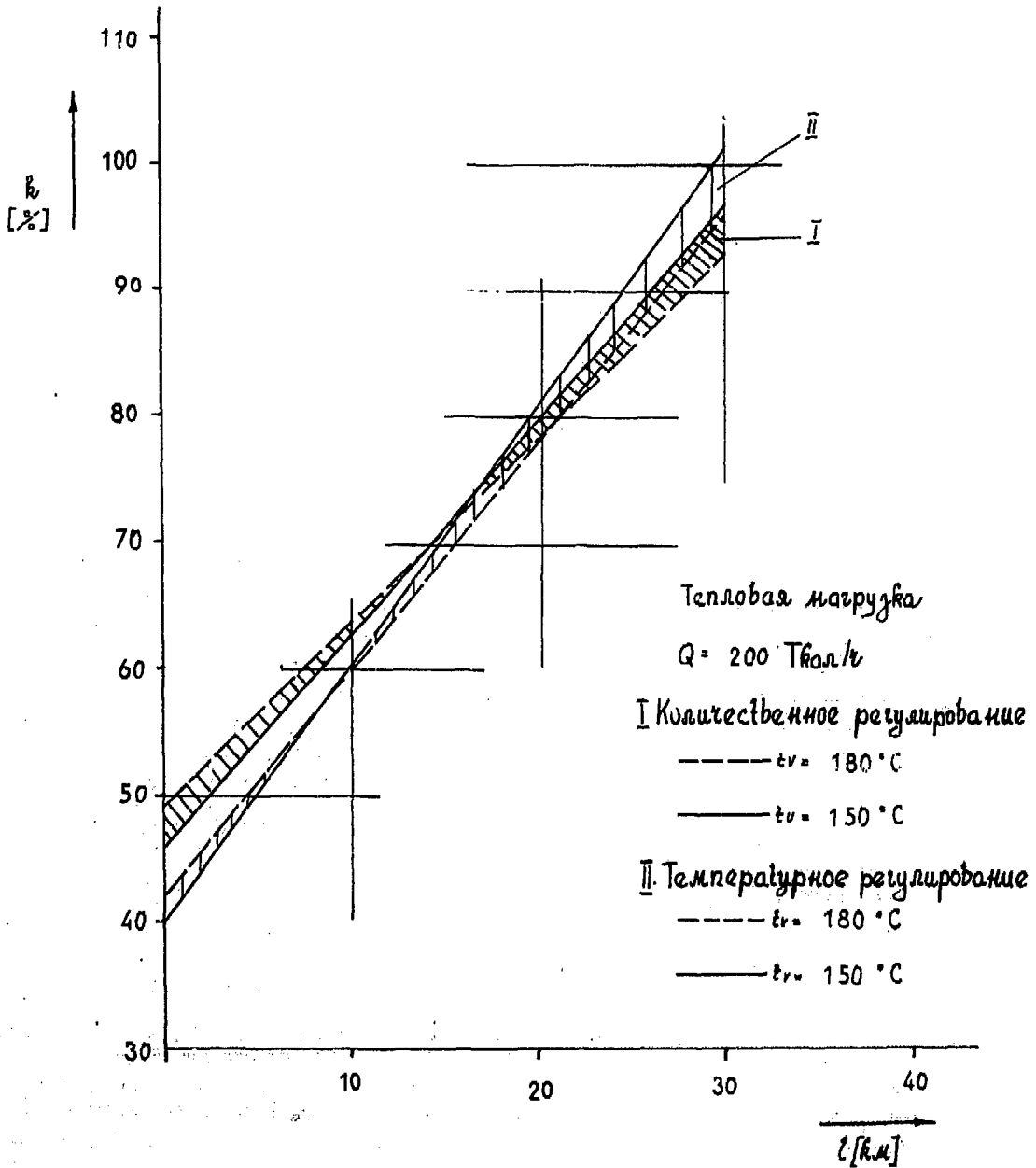


Рис.7

Зависимость затрат на отдачу тепла от длины магистральногопровода, от месячная к затратам на отдачу тепла от станции, работающей на мазуте

Вариант: Регулирование свежего пара + порция отбора



12. QUANTITATIVE COMPARISON OF CONTAINMENT-BUILDINGS FOR PWR

1. Introduction

Safety research in PWR did not lead to spectacular innovations in the last years. It served primarily to deliver an exact exploration of the behaviour of safety systems during hazards. The derived knowledge did not put us in a position to decrease technical safety measures, but it proved the correctness of the safety conception used in PWR power stations.

For the design basis accident, which is the loss of coolant accident, there is a standard existing now. There are various systems for the emergency core cooling as high pressure injection, high pressure and low pressure emergency core cooling by pumps and a containment as the last barrier to the environment. Under this aspect it is now in time to include the safety in the optimization of the power stations. Therefore are necessary exact knowledge of the behaviour, the effectiveness and the costs of various safety systems.

The method developed by R. Hoffmann (1) will be applied to value the following alternatives:

Full pressure containments (single and double wall)
and pressure suppression containments (single and double wall).

The aim of the valuation is an objective comparison. Because many assumptions are necessary, it is not possible to conclude absolute statements.

2. Combined comparison of safety and costs of the containment systems

The method by R. Hoffmann permits to add the costs arising inside and around power stations, caused due to hazards, to the average specific costs of electricity. The new index is the so called expected value of the additional specific costs k^* . The increment Δk^* is an indication for the effectivity of safety measures.

$$\Delta k^* = k_{SM} + \Delta k_A + \Delta s$$

Δk^* comprises the following terms:

- k_{SM} - average specific costs of safety system,
- Δk_A - increment of costs due to change in availability (effect of safety measures within the power station),
- Δs - variation of k^* , caused by variation of damage costs.

Δs consists of the variation of the damage costs within the power plant (Δs_k) and the corresponding costs in the environment (Δs_u).

The environment hazard was valued by cost equivalent for:

1. evacuation of people (1000 M/person),
2. detriment to the community (unhealth of people including death, $10^4 \dots 10^7$ M/person),
3. contamination of agricultural fields and forests ($4 \cdot 10^5$ M/km² and 2a)

The judgement of the safety system is also practicable by a safety factor δ_u . In the case of containments δ_u is only determined by Δs_u .

$$\delta_u = -\frac{\Delta s_u}{k_{SM}}$$

The safety equipment can be judged to be feasible when the value of σ_u is higher than one ($\sigma_u > 1$). That is when the safety return of the environment is higher than the economic effort done to establish safety technical equipments.

Using farmer's method the disturbance response was investigated and the effect on the environment could be quantified as shown for example in fig. 1. R. Hoffmann's method proved to be suitable for comparisons among various containments. Absolute yields are to value very cautiously, because many assumptions restrict the results (2, 3, 4).

In case of malfunction of the emergency core cooling system and of the containment it must be calculated with the following data: approximate 13000 health endangered people (assumption of mean density of population of the GDR) and about 13300 km² agricultural areas, which cannot be used for two years. The probability for these cases is by all means not more than $1,6 \cdot 10^{-9}$ accidents per annum. When the containment works and the emergency core cooling is out of order nobody will be injured in the environment but about 10000 people must have to be evacuated. In case the emergency core cooling is well functioning, the damage in the environment has the lowest extend by the installation of double wall containment with ice condenser. Then follow the double wall full pressure containment, the single wall containment with ice condenser and last the single wall full pressure containment. A computer program was employed for the calculation of Δk^* and σ_u as a function of the cost equivalent for injured people (α_{PG}). Within the validity of the model, the single wall ice condenser containment proved to be the best out of all investigated types.

No distinct differences were noticed between the full pressure single wall containment and the double wall containment with ice condenser, while the double wall full pressure containment proved to be absolutely unfavourable. The tendency is the same for Δk^* and σ_u . The dependency of the results on the cost equivalents for injured people is very low. Δk^* is shown in fig. 2. Full pressure containment and double containment with ice condenser will exchange places in the sequence to the benefit of the alternative with ice condenser when too a high figure for α_{PG} is used ($\alpha_{PG} > 10^7$ M/person). σ_u is shown in fig. 3. σ_u is always smaller than 1.

This means that the expense for the safety system "Containment" is greater than the "economical advantage" in the environment. Only a too high figure for α_{PG} (in the range of 10^8 M/person) will give a value for $\sigma_u > 1$ and respectively the containment will turn to be feasible in the above sense. But these values have to be taken with care.

The computation was repeated after elimination of the emergency core cooling system so as to reach the real values for the containment independent of other safety equipments. The condition of economy $\sigma_u > 1$ ($\Delta k^* < 0$) was then accomplished. In this case the ice condenser containment system proved to be the best. The double wall ice condenser containment showed better results than the full pressure containment, while the double wall containment comes off badly due to high initial investment. This is shown in fig. 4. The calculation shows clearly that the emergency core cooling system is very important for the environment protection.

The capital investment in it can be high. On the other hand is correct to erect a containment system with a minimum of capital costs. The effect in relation to environment protection is no equivalent to the rising expense. With this comparison also was confirmed the suitability of an ice condenser containment system. Corresponding to these results the ice condenser was investigated more exactly.

3. The behaviour of an ice condenser

An ice condenser for MSR is a very effective pressure suppression system during a loss of coolant accident. The general arrangement is shown in fig. 5. The phenomenon of steam condensation on melting surface is almost completely neglected in international bibliography. The present theories are special cases and cannot be applied to the ice condenser with its wide range of

streaming and heat transfer conditions. That is why from the start an experimental approach was chosen to study the heat transfer conditions. The aim of our experimental investigations was to get the initial data with which an ice condenser can be calculated. The developed test facility permitted to find out the heat and mass transfer during the condensation from steam-air-mixtures in a wide range without being obliged to study the transfer mechanism in detail. Steam-air-mixtures in the range of 0 % to 100 % air and velocities up to 60 m/s were realized in the test rig. Empirical Nusselt-equations in the form

$$Nu = C \cdot Re^m$$

were obtained by the analysis of the test results. There are obtained one equation for every 10 % air content increase. An example that could be mentioned in favour of the good heat transfer conditions is the value of the heat transfer coefficient $\alpha = 100000 \frac{\text{kcal}}{\text{m}^2 \cdot \text{h} \cdot \text{K}}$ which was obtained by a velocity of pure steam equal to 50 m/s. The influence of air in the mixtures is apparent but not so afflicted as the classical theories describe it. By an air content of 40 % and a velocity of 50 m/s the α - coefficient is about $40000 \frac{\text{kcal}}{\text{m}^2 \cdot \text{h} \cdot \text{K}}$. These experimental results were the basis for an ice condenser calculation of a 1000 MW_e-PWR-plant. A further basis for the calculation was a rough draft of an ice condenser standing at the circumference of the containment. Some technical data of which are:

high of the ice-bed:	15 m
mass of ice	: $\approx 1100 \text{ t}$
free flow area	: $\approx 100 \text{ m}^2$

The ice condenser is composed of 24 identical module-units. Additional inputs were obtained with the LECK-6- programm modified for an ice condenser (5). This programm provided the steam-air-transients from the lower to the upper compartment and the lower and upper pressure transients for the design basis accident. Fig. 7 shows the cooperative performance of the programs. The ELKO-program proved that the drafted ice condenser is able to bear the highest possible load. The pressure and mass transients were divided into time intervals ($\Delta t = 0,5 \dots 1 \text{ s}$) during which constant values were assumed for calculation. The ice condenser was then calculated for each time interval in high steps of 0,5 m. That is possible under the assumption of a linear total pressure drop from the lower compartment to the upper compartment along the ice condenser. A further assumption is, that steam and air are under temperature equilibrium. As the calculations performed on BESM-6 show the expected condensation of steam reaches not less than 99 % in case of design basis accident. If for this short time phase of the accident additional heat sources will considered of setting free all the secondary heat contents of the four steam generators of the 1000 MW_e-power-plant, which would mean an overload of 115 %, the condensation is almost complete and a large amount of ice remains.

Fig. 7 shows this fact clearly. In the upper regions the ice is almost completely available, while in the lower regions of the ice condenser it is completely molten down. The available rest of ice is able to undertake the cooling of the containment for the long time phase of the accident. The utilisation of the ice condenser for long time phase cooling can be realized by the erection of an air recirculation fan system. This will favour the heat transfer from the containment atmosphere to the ice condenser. During this time the release of fission products from the reactor is possible.

4. The iodine removal in the ice condenser

The ice-condenser-concept as a pressure suppression system may be allowed also the removal of fission products because the ice condenser is overdimensioned for various reasons that sufficient ice exists also after a losses of coolant accident to remove fission products. The greatest interest of released fission products has certainly iodine. Iodine constitutes the predominant radiological hazard because of its relatively large core inventory,

its volatile properties, and its retention by the human thyroid if inhaled. Iodine may be released in a molecular form. Some of this iodine can become absorbed on condensation nuclei, which are small particles.

Iodine may appear also in organic forms. The source and mode of formation of the organic iodides have not been established. Some of the available informations indicate that the concentration of organic iodides builds up in the containment in the first few hours following an iodine release. If this the case, the degree of formation of organic iodides may be reduced by rapid removal of iodine from the containment atmosphere before the iodine can undergo reaction.

These were the causes that only the removal of molecular iodine in the ice condenser was researched by a simple test facility. The test facility was used to obtain data of iodine absorption in ice beds. The influence of additives to the ice was also investigated. The additives were first of all sodium tetraborate and thiosulfate. The test facility consists essentially of the iodine generator and the ice condenser model. It is shown schematic in fig. 8. Iodine was produced by a chemical reaction with potassium jodide solution and a mixture of sodium jodate solution and strong sulphuric acid. The ice condenser model consists of a glass tube (diameter 100 mm) filled with ice cubes of pure water or frozen solution of sodium tetraborate or thiosulfate.

The results indicate that iodine can be absorbed by an ice bed. The greatest values of iodine absorption was became by the use of sodium thiosulfate solution. The experimental results was transferred to the real ice condenser by an analytic model which the iodine concentration in the lower and upper compartment was been calculated by a digital computer which was assumed that iodine release take place instantly in the lower compartment. They corroborate the assumption which said that 50 percent of iodine released. It is shown that this assumption is very conservative because the calculations indicate that iodine release is limited to few percents in the upper compartment by the ice condenser only. In case of containment spray system is considered the release of iodine amount to few tenthousandth percents.

5. Summary

The application of an ice condenser allows to construct containments with a design pressure less than 1 kp/cm^2 . Ice condenser containment systems can be used for the largest PWR power plants without essential variations in design conditions or volumes of the containments. Compared with full pressure containments they offer a higher safety by lower costs.

6. References

- (1) Hoffmann, R. - Untersuchungen zur technish-ökonomischen Bewertung von Sicherheitsmassnahmen in Kernkraftwerken. Dissertation, Technische Hochschule für Chemie "Carl Schorlemmer", Leuna-Merseburg, 1971.
- (2) Krüger, F.W. - Auswirkungen grosser Unfälle in einer Kernreaktoranlage und Möglichkeiten zum Schutz der Umgebung. Unpublished VEB-KKE-paper No. 941/67.
- (3) Krüger, F.W. - Der Wert des Sicherheitseinschlusses in einem Kernkraftwerk für den Schutz der Bevölkerung. Unpublished VEB-KKE-paper No. 938/67.
- (4) Zabka, H. - Sicherheitseinschlüsse von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren und ihre Zusatzeinrichtungen. Kernenergie 14 (1971) No.12, p. 369 - 374.
- (5) Pogodzik, F. - Berechnung des Massenstromes durch den Eiskondensator des Sicherheitseinschlusses für ein 1000 MW_e - Kernkraftwerk. Unpublished paper, TU Dresden, Lehrgebiet Kernenergetik, 1971.

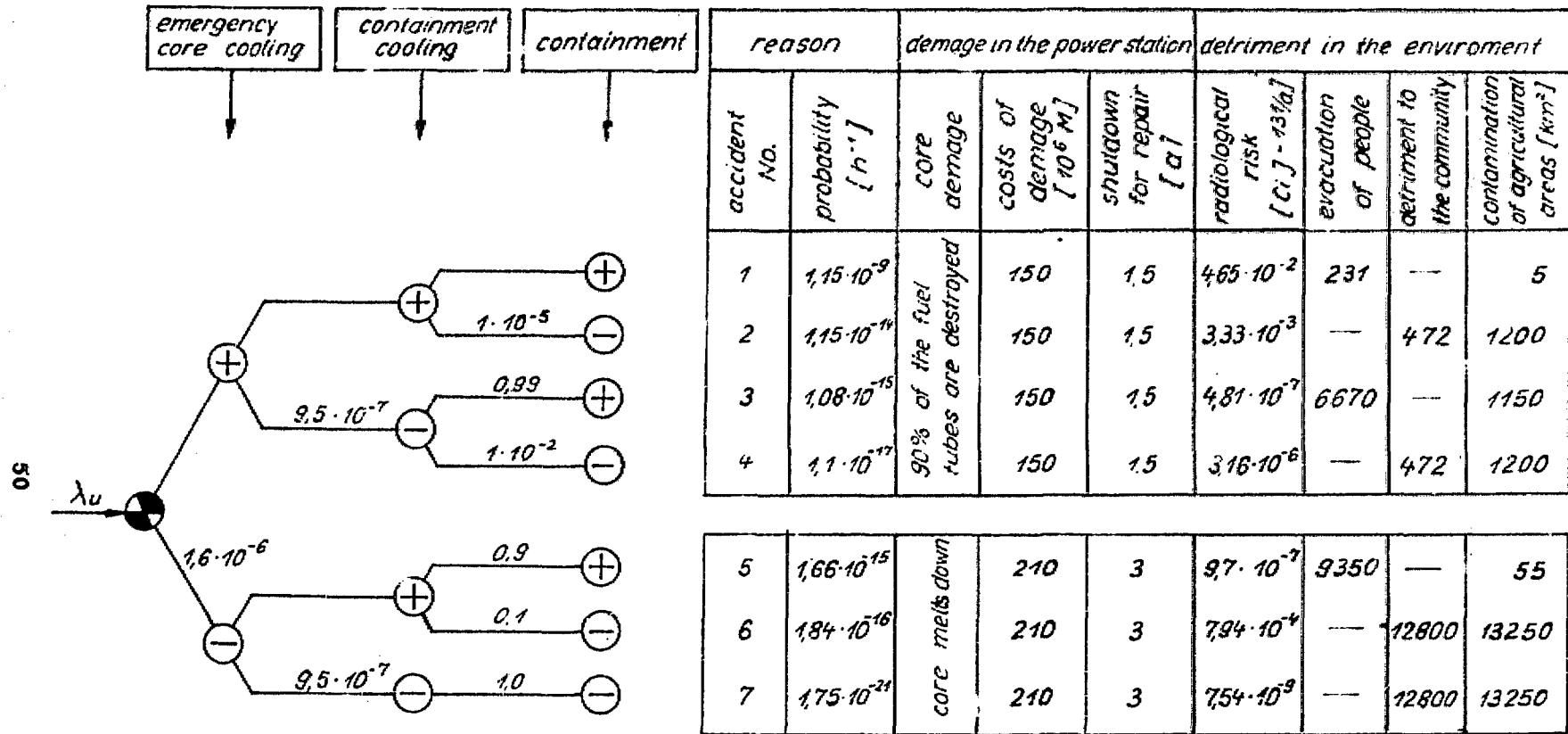


fig.1 : Example for an accident in a PWR with a full pressure containment, leak size $D > 80$ mm, $\lambda_u = 1,15 \cdot 10^{-9} h^{-1}$, mean density of population in the GDR

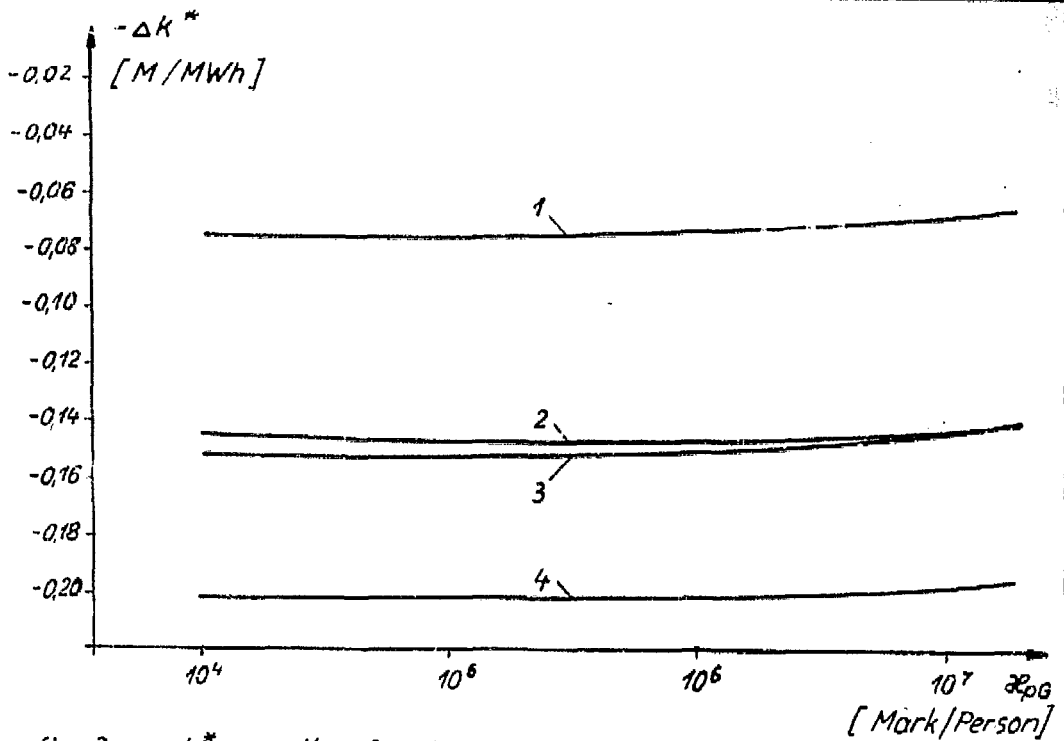


fig. 2 : Δk^* as the funktion of α_{pg}
 (with emergency core cooling system)

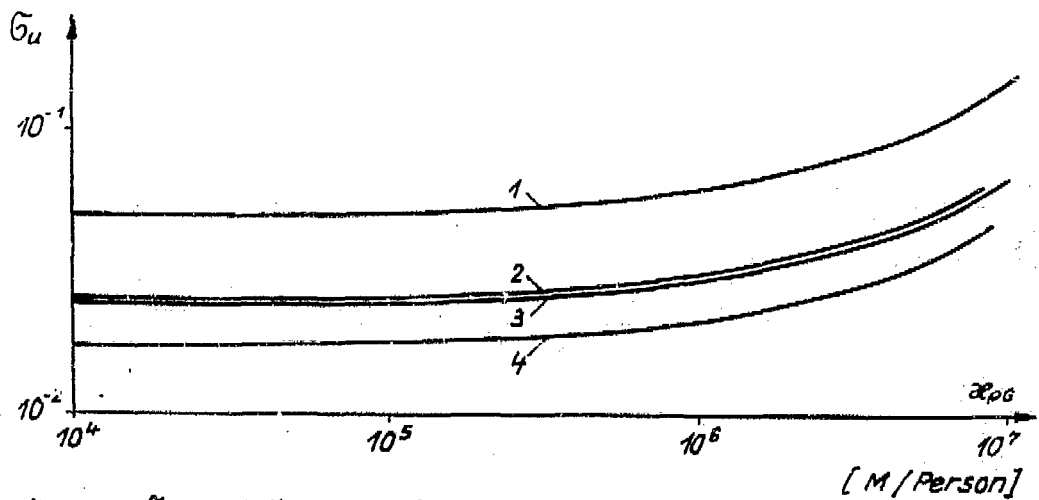


fig. 3 : G_u as the funktion of α_{pg}
 (with emergency core cooling system)

- 1 ice-condenser containment (single wall)
- 2 full pressure containment (single wall)
- 3 ice-condenser containment (double wall)
- 4 full pressure containment (double wall)

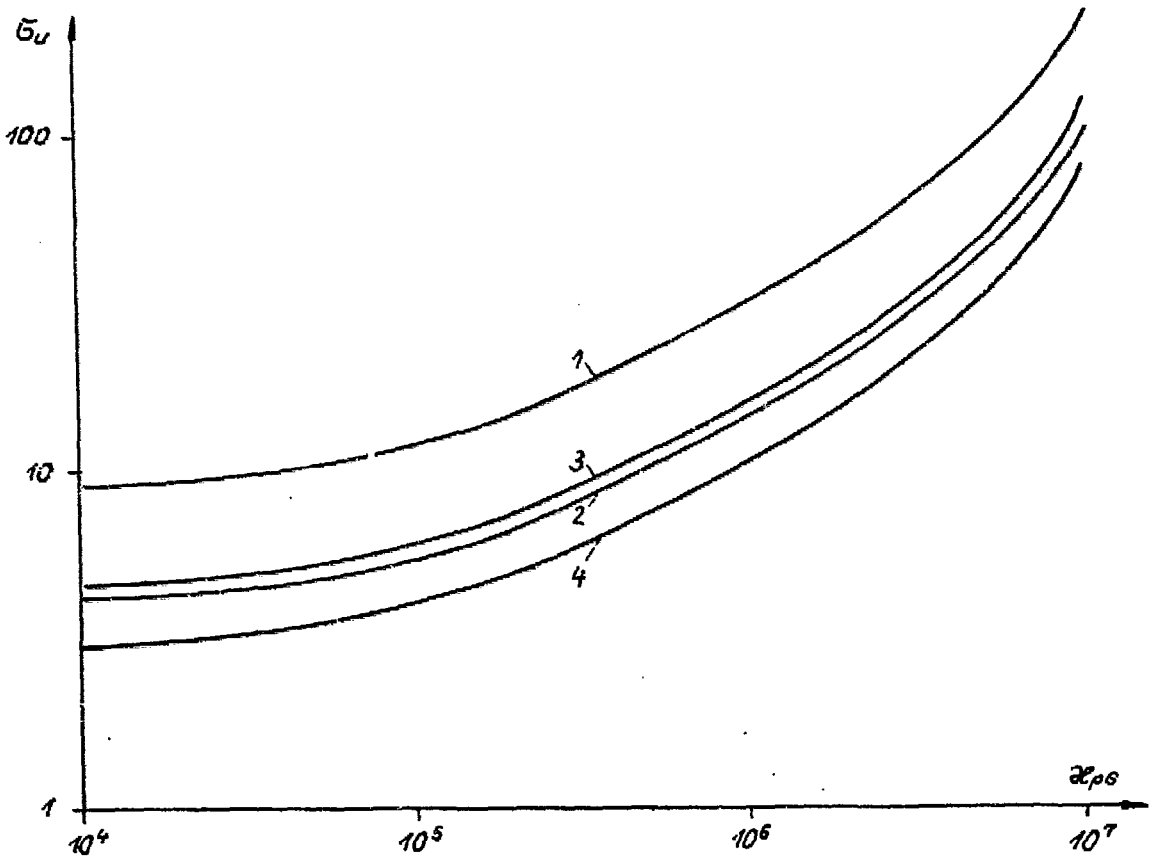


fig.4: σ_u as the funktion of $x_{p,s}$
 (no emergency core cooling system)

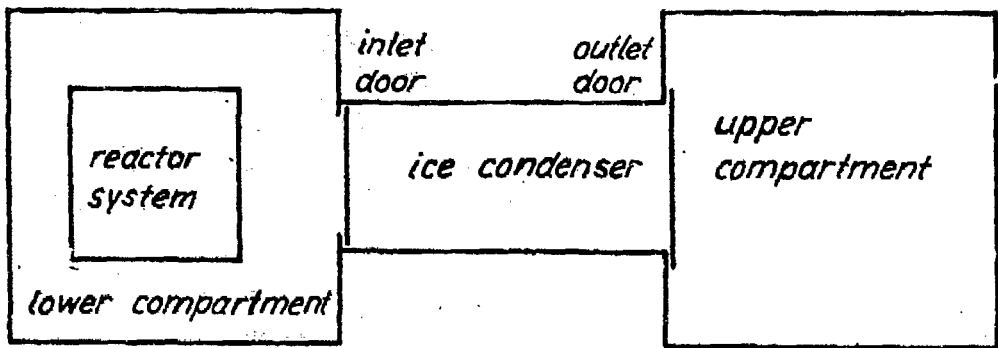


fig.5: principle arrangement of the ice-condenser

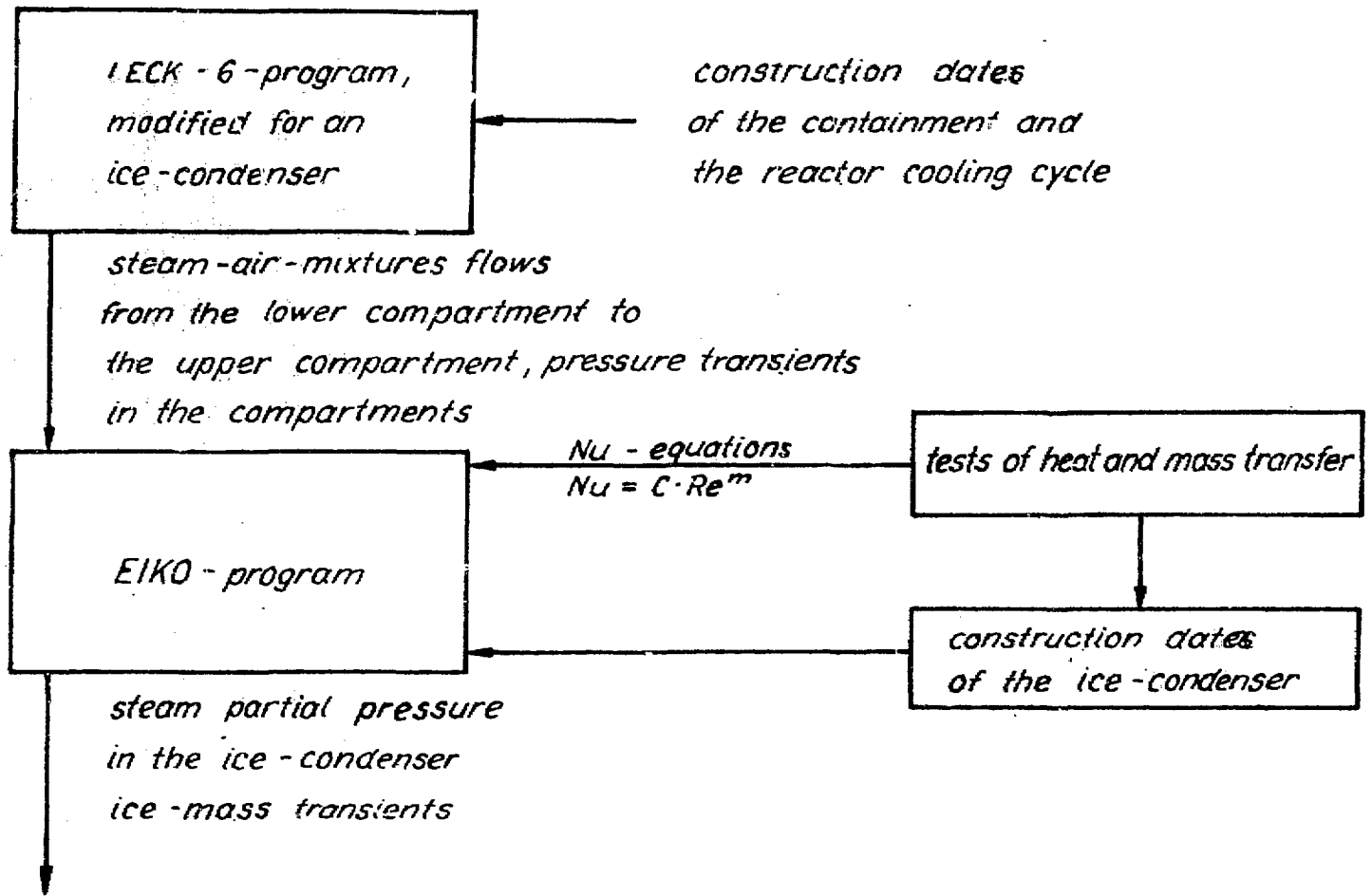
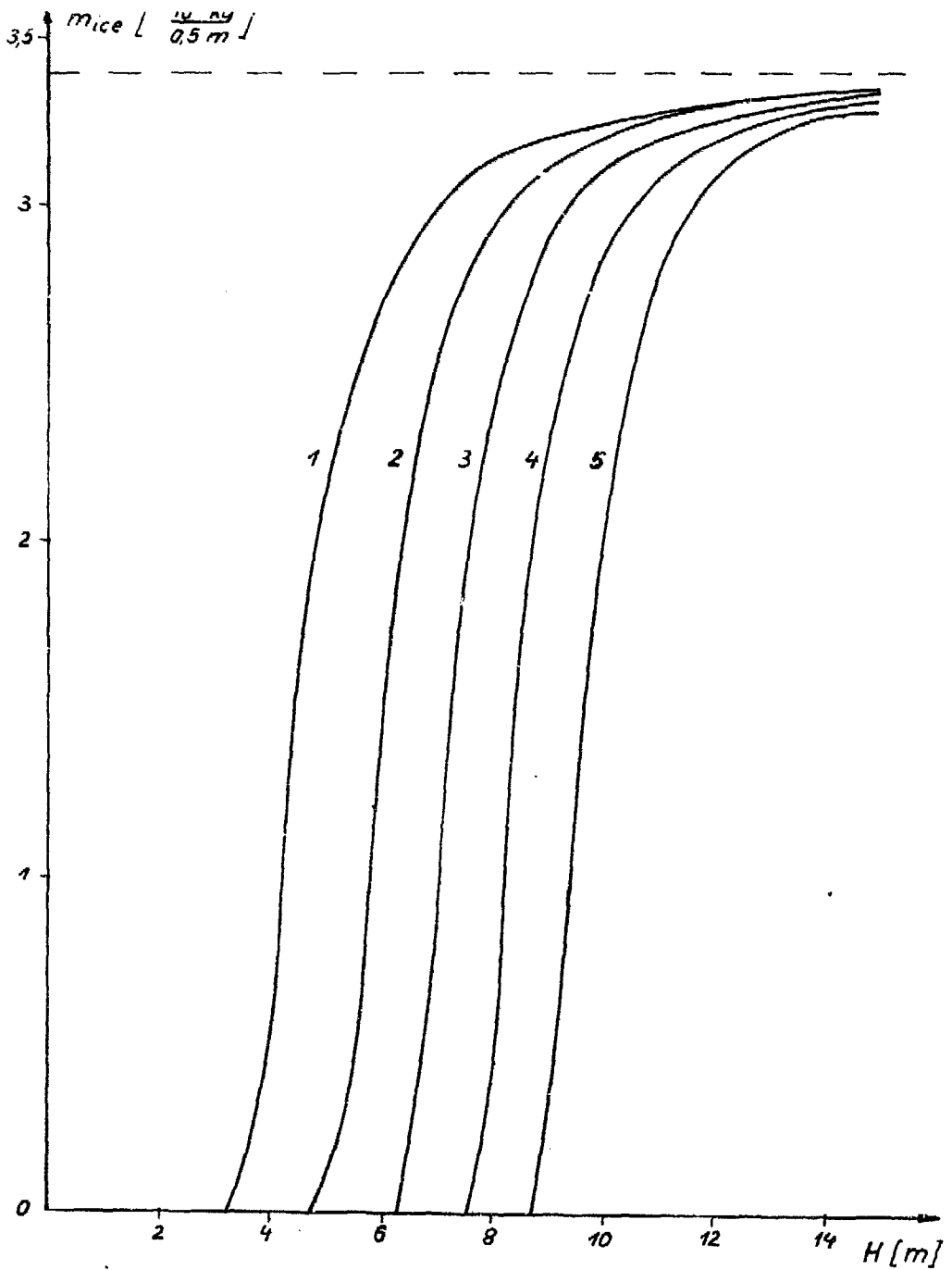


fig. 6 : programs for the calculation of the ice - condenser



- | | | |
|---|-------|----------------------------------|
| 1 | 100 % | - reaktor coolant system (RCS) |
| 2 | 129 % | - RCS and 1 steam generator (SG) |
| 3 | 158 % | - RCS and 2 SG |
| 4 | 187 % | - RCS and 3 SG |
| 5 | 216 % | - RCS and 4 SG |

fig.7: ice-mass transients as a funktion of the level of the ice-condenser by load variation

ing. Velart

Chtl bych přinést určité doplňující informace k těm referátům, které se dotýkají projednávané problematiky, zejména v oblasti Brna, jež stojí v jaderném teplařství na prvním místě. Před poměrně krátkým časem Energoprojekt připravil obširnější studii o uplatnění jaderných zdrojů pro účely teplofikace v Československu. Řada údajů z této studie, zejména pokud jde o perspektivní potřeby některých oblastí, se začíná měnit. Ozývá se mnoho interesentů o jaderné zdroje s uplatněním pro zásobování teplem. Jsou to různé průmyslové oblasti, města aj. Moje informace by byla zaměřena hlavně k otázce Prahy. Ve zmíněné studii Energoprojektu byly vytypovány v prvním pořadí lokality, kde by se jaderný zdroj mohl uplatnit. Vzdle Brna je to Praha, Žiar nad Hronom, Bratislava a pak postupně ještě i další města nebo průmyslové oblasti. Pokud jde o Prahu, byly první studijní práce zaměřeny na oblast elektrárny Holešovice, na levém břehu Vltavy, přímo uprostřed města. Dále byly vytypovány perspektivní potřeby této oblasti dokonce v několika variantách, s minimem cca 700 Gcal/h a maximem 900 Gcal/h. Pro JEOT Praha-Holešovice jsme vypracovali investiční záměr. Původní představy, že by tam bylo možno uplatnit i 2 bloky 440 MWe, se ukázaly, jak z důvodů stísněného místa, tak i chladicí vody, těžko řešitelné. Toto staveniště by patrně umožnilo pouze jednoblokový výkon na průtočné chlazení. Protože umístění zdroje do takto exponovaného místa je pochopitelně dosud dorešeno, prošetřují se možnosti uplatnění v místech jiných. Pokud jde o severní oblast Prahy, která představuje ucelenější teplofikační oblast, tak tam jsme zkoumali umístění v blízkosti Holešovické elektrárny. Byla posuzována místa na pravém břehu Vltavy naproti Holešovické elektrárně, Trojský ostrov a staveniště Podhoří za zoologickou zahradou. Všechna tato staveniště byla uvažována pro jednoblokovou koncepci s průtočným chlazením. Při rozhodování o tak závažném díle je třeba mít tak široké podklady a varianty, aby výběr skutečně byl proveden co nejlépe. Z tohoto důvodu pro oblast Prahy rozpracovává Státní ústav pro územní plánování výběr dalších lokalit. Podle přijatých kritérií pro výběr stavenišť jaderných zdrojů jsou posuzována staveniště na severovýchod od Prahy. Jsou to staveniště v blízkosti Třeboradic, pak poněkud na sever Měšice, Dolní Kojetice. To už je v blízkosti Neratovic a tak se zvažuje i možnost napojení dalších průmyslových center na zdroj se dvěma bloky VVER 440 MWe. V další etapě po výběru staveniště Energoprojekt studijně prošetří dvě základní varianty: jednoblokové uspořádání s průtočným chlazením v blízkosti Vltavy v prostoru Trojské kotliny a dvoublokovou variantu ať už umístěnou v prostoru Třeboradic, nebo poněkud vysunutou na sever k Neratovicím. To jsou tedy práce pro oblast Prahy-sever.

Pochopitelně, že Praha je centrum, které ve výhledu bude potřebovat několik tisíc Gcal tepla a to i v jiných částech města. Velmi zajímaví je oblast od jihozápadu až po jihovýchod. I v této oblasti se provádí prošetřování vhodných lokalit a Energoprojekt podle zadání Útvaru hlavního architekta a Pražských teplařů prozkoumal tuto oblast z hlediska teplofikace. To jsem chtěl dodat k celkovému doplnění informací o těch pracích, které se u nás v této oblasti dělají.

Halzl (MLR):

In Hungary there has been a considerable interest in the problem of nuclear heat supply for some ten years or more which culminated in the preparation of two studies as a research project for IAEA. The first aim was to do more general analysis of possible market of nuclear heat reactors and the second the most specific object - the application of nuclear energy in the alumina and aluminium industry. We were glad to hear one or two years ago that also in Czechoslovakia there is much interest in this subject and we had several meetings with colleagues in Žiar n/Hr. We are glad to hear that these studies are very serious.

In Hungary the studies were not continued up till now for various reasons. The first is that after the optimism in the field of nuclear power stations in the earlier sixties there has been a decline of interest. The nuclear power station program which we originally worked out was postponed and the first nuclear power stations will be coming in operation in 1980. As to the application of nuclear energy in the alumina and aluminium industry a trade agreement was concluded between Hungary and the Soviet Union according to which alumina is going to be processed into aluminium in the Soviet Union so that such complex works as we envisaged first are not going to be built. But also in the field of district heating there has been no major progress and here again there are some reasons. First perhaps uncertainty as to the safety requirements and the investment costs which would have to be considered if such power station for district heating is to be built. And also there are many other factors of uncertainty so that it is hardly possible to assess the economy of such project.

But there were also other reasons in the sixties. A natural gas was discovered in large quantities and it was decided to make natural gas available for the cities for heating purposes. This worked against nuclear heat supply in two ways. First by applying the nuclear energy you can reduce a pollution which is in Budapest very high, indeed I think as high as in Brno. A natural gas has already improved a pollution to some extent. May I just extend information, at present in Budapest we have heating plants based exclusively on natural gas with the overall capacity of 600 Gcal/h. But also natural gas worked against the idea of combined power and heat generation in general and led to the idea that individual heating or heating by gas fired in small blocks would be the best solution. However the picture is changing rapidly and some other factors again created a new situation. The first new element to be mentioned is the perspective developing program for new residential estates in the major cities, in Hungary especially in Budapest where some 300 000 new flats have to be built till 1990. And this will be new residential estates with blocks of prefabricated elements where a centralized heat supply has to be applied in any case for technological reasons.

Also there are certain changes in the energy balance in the country. It looks that we have to some extent overestimated the natural gas supply and resources and we think that the increasing import of hydrocarbons at increasing prices will have a favourable effect on the idea of combined power heat and power generation. The government called our institute more than one year ago to make detailed study on future means of covering the heat requirements for the new residential areas and the studies certainly brought the conclusion that district heating is the only solution and also that at suitable date and in suitable technical solution the district heating has to be combined with power generation in the city of Budapest.

The problem which prevail is what technical solution should be applied. In this study the possibility of nuclear energy was not included. Two basic systems were compared:

The first one envisages the oil or conventional gas fired power station of the condensing type having the same unit size as units currently used in the power station program in the country - 200 MW. This power station would be sited outside the city. We did demand to cover in this way among 1300 Gcal/h. There is some 500 Gcal/h of industrial heat requirement which in certain technical solution can be supplied from a power station. The second alternative which we analysed was the series of original heating power stations, three of them in northern part of Budapest which we investigated in more detail. The three power stations would be of back pressure type with small units without reheat and also based on the oil or gas. The preliminary studies did not show much difference, between the two strategies so it was decided that both alternatives should be investigated in more detail in the framework of investment proposals and this investment proposals are currently prepared and will have to be completed by the middle of next year.

Considering now the chances of nuclear energy we think that the fact that district heating is the bases of heat supply in any case presents the future potention of nuclear energy.

The question now is which form of combined power heat generation is to be used. The major power station including several units of 200 MW blocks condensing power stations with heat delivery is being built and nuclear energy is excluded because such power plant will be serving these heat consumers for thirty years too.

Therefore we are of the opinion that the second alternative should be used with original heating power station sited in the centre of the consumer area because these can represent compromise between energy economy and saving in investment costs. This would mean a continuation of the present program of building of heating plants with hot water boilers up till 1980. In 1980 in three various places back pressure units will be built, one or two in three or four years, which will either be followed by further such units and or other back pressure stations of conventional type. An other possibility can arise if in the meantime if a nuclear alternative is worked and accepted. Than this back pressure units can be converted into industrial heat supply because there are industrial consumers in the area and these plants could be than converted to industrial heat power stations. Industrial heat demands from nuclear power stations are it likely to be covered because of the big distances between the industrial heat consumers and the nuclear power station. These programm might be combined with addition of gas turbines in the same places equipped with heat boilers. Again here the risks are very slight because either this gas turbines plants will be integrated into conventional district heating power station or if a nuclear alternative proves to be economic in the meantime than gas turbines will serve as peaking plants and it has been showed in studies that some 400 - 500 MW gas turbine peaking plants have to be added to the power system in the next five to eight years.

So in this way if this alternative is accepted we can launch a power station program which can either developed into nuclear power system or if the nuclear alternative is not going to improve the economic than you have a very efficient and economic conventional district heating. And in the meantime we have some time to solve other problems which we face now with regard to economy, safety etc connected with the nuclear heating.

Thank you for your attention!

Šlouf ml.:

V Turbínovém závodě n. p. Škoda se už delší dobu zabýváme vývojem kondenzačních turbín na sytou páru s odběrem tepla. Poměrně do velké hloubky byly zpracovány studie variant turbín pro jadernou teplárnu Brno s reaktorem VVER 500 MW. Dále byly rozpracovány řešení odběrových kondenzačních turbín pro jadernou elektrárnu s odběrem tepla v Praze. Zde se předpokládaly 2 reaktory VVER 500 MW.

Změnou koncepce uvažovaných reaktorů se přešlo k alternativně jaderné elektrárně s odběrem tepla s reaktorem VVER 440 s možností použití pro Brno i pro Prahu.

Počátkem letošního roku jsme v našem závodě ve spolupráci s EGF Praha zahájili studium turbín pro tuto alternativu. Vzhledem k příliš velkým rozdílům v potřebách tepla během roku (v Brně i v Praze) a také vzhledem ke skutečnosti, že u obou lokalit se část tepla vyrábí v páře a část v horké vodě, nebylo možné oba odběry vyvádět z jednoho typu turbíny.

Jako velmi vhodné se jeví vyvedení regulovaného odběru 18 + 20 ata pro výrobu topné páry ze dvou kondenzačních odběrových strojů a horkovodní výměníkovou stanicí napojit na vhodné uspořádání protitlakových strojů. Tato koncepce umožňuje pro obě lokality použít hlavní stroje prakticky stejné až do drobné úpravy ve vysokotlakém dílu v oblasti regulovaného odběru.

Hltnosti v zimním provozu by se u hlavních strojů v obou případech příliš nelišily, protože požadavek na teplo v horké vodě je pro obě lokality cca 420 + 470 Gcal/hod.

Pokud jde o protitlakové stroje, bylo by účelné vzhledem k jejich jednoduchosti navrhovat je podle potřeby jednotlivých lokalit.

Pod tímto zorným úhlem pracujeme na studii turbín k jaderné elektrárně s odběrem tepla s reaktorem VVER 440. Jako základ pro stanovení tepelných výkonů jsme použili údaje z revize generelu zásobování teplem Holešovic a přilehlých oblastí, zpracované v EGP Praha v roce 1972 a informativní údaje o potřebách tepla v Brně, poskytnuté rovněž EGP Praha.

Maximální potřebu tepla v horké vodě jsme zvolili 420 Gcal/hod. Uvažovali jsme ohřátí vody ve třech ohřívacích stupních ze 70 na 150° C. První dva ohříváky jsou napojeny na protitlakové turbíny o výkonu 40 a 30 MW. Třetí stupeň, který bude v činnosti jen poměrně krátkou dobu (cca 500 h/rok), je ohříván redukovanou parou z regulovaného odběru hlavních turbín. Toto zapojení zlepšuje provozní poměry u protitlakových strojů při částečných zatíženích. Způsob topení třetího stupně je možno po upřesnění ročních průběhů potřeb tepla pro jednotlivé lokality změnit, aniž by se narušila celková koncepce.

Vycházeli jsme z předpokladu, že maxima výkonů v horké vodě a v páře budou současná. Tím je vlastně dáno množství páry pro hlavní stroje v zimním provozu. Po odečtení množství páry pro regeneraci a chlazení nízkotlakých dílů máme k dispozici množství páry, kterým je limitován maximální tepelný výkon v parním systému. Je to cca 500 Gcal/hod.

Naskytá se otázka, zda je vhodné takto stroj uvádět do provozu, protože přitom pracují pouze dva stupně před regulovaným odběrem topné páry. Ostatními částmi stroje, tzn. zbytkem VT dílu a oběma NT díly proudí pouze chladicí pára pro odvod tepla z ventilačních ztrát.

Z hlediska ekonomického provozu hlavních turbín se zdá vhodným neklesat se zatížením nízkotlakých dílů pod 50 %, čemuž odpovídá tepelný výkon v páře cca 270 Gcal/hod, a elektrický výkon každého z obou hlavních strojů 90 MW. Ovšem v případě nutnosti je v zásadě možné dosáhnout při dříve zmíněném provozu s minimálním množstvím páry do zadní části maximální hodnotu tepelného výkonu.

Maximální elektrický výkon každého z těchto strojů je cca 215 MW. Pracují do okruhů s dvoutlakovým kondenzátorem, čtyřmi NT ohříváky, odplyňovačem a jedním VT ohřívákem. Teplota napájecí vody je zatím uvažována 203° C. Tuto hodnotu je však v případě potřeby možno zvýšit přidáním druhého vysokotlakového ohříváku na hodnotu kolem 220° C, jak je běžné u kondenzačního turbosoustroje 220 MW. V letním provozu je tlak v kondenzátoru 0,06 ata. Odplynění se provádí při konstantním tlaku 6 ata. Parní stanice sestává z měničů, vyrábějících sytou láatmosférovou páru, která se v přihřívacích přihřívá na teplotu 225° C. Před měniči jsou zařazeny podchlazovače kondenzátu, které předešřívají napájecí vodu pro výrobu topné páry.

A nyní ještě stručně k vlastnímu provedení kondenzační turbíny s regulovaným odběrem páry o výkonu 215 MW na sytou páru se vstupním tlakem 44 ata a hlností okolo 1300 t/h.

Turbína je třítělesová (VT + 2 NT) se šesti regeneračními (neregulovanými) a jedním regulovaným odběrem páry.

VT díl je jednoproudový s pěti rovnotlakými stupni na patním ϕ 1100 mm.

Vzhledem k nízké vstupní teplotě je těleso jednoplášřové a dýzové komory jsou nality na těleso. Za druhým stupněm na tlaku 20 ata je umístěn regulovaný odběr, který je realizován čtyřmi dvousedlovými ventily umístěnými na tělese. Ventily ϕ 430 mm jsou dimenzovány na přepuštění cca 1200 t/h v letním provozu.

Rozevřecí kola jsou s ohledem na nebezpečí prošlehávání dělicích rovin vlhkou parou (tzv. vírová eroze) sešroubována. Nad oběžnými lopatkami jsou v rozevřecích kolech vytvořeny prostory k odvádění odloučené vody z páry ve stupních. Dělicí roviny rozevřecích kol i tělesa a místa, kterými by mohla profukovat pára, budou opatřeny návary z tvrdého kovu.

Z VT tělesa je pára vyváděna při 5 ata spodem do dvou kombinovaných separátorů s dvoustupeňovými přihříváky. Tyto aparáty jsou uvažovány horizontální, stejného typu jako u vyvíjené turbíny 440 MW. Druhý stupeň přihříváku, který je topen ostrou parou, ohřívá páru před NT dílem na 220° C.

Konstrukce nízkotlakých těles je stejná jako u kondenzačního stroje 220 MW pro elektrárnu V-1 vyráběného v našem závodě. Tělesa jsou dvou Proudová se skládají z rotory. V každém proudě je pět stupňů na patním průměru 1 500 mm. Poslední lopatka o délce 715 mm je provozně vyzkoušena na strojích v konvenčních elektrárnách. Rozváděcí lopatky posledního stupně jsou duté a opatřené šterbinami pro odvádění vlhkosti.

Do nízkotlakých těles se pára zavádí pod dělicí rovinou. Přívody jsou provedeny tak, aby byla umožněna kompenzace mezi vnějším a vnitřním tělesem. Do přívodních potrubí k NT dílům jsou zamontovány záchytné a rychlozávěrné klapky, spojené v jeden konstrukční celek.

Regulace je hydrodynamická. Olej pro regulaci a mazání dodává odstředivé čerpadlo umístěné na hřídeli turbíny. Impuls od otáček po transformaci a spojení s impulsem od tlaku v regulovaném odběru ovládá jak dýzové ventily na vstupu, tak také ventily regulovaného odběru. Vzhledem k velkým změnám vstupního i přepouštěného množství je v obou případech uvažována skupinová regulace.

Ventily na vstupu jsou umístěny ve dvou blocích po stranách VT tělesa. V každém bloku je po jednom rychlozávěrném a dvou regulačních ventilech.

U této turbíny se použije celé řady uzlů jak z kondenzační turbíny na sytou páru 220 MW, tak také z klasických teplárenských turbín velkých výkonů, jako 125 MW kondenzační odběrová pro teplárnu Amager v Dánsku, z obdobných turbín pro teplárenskou soustavu v Bukurešti, ze 105 MW protitlakové turbíny pro teplárnu Hanasaari v Helsinkách a z některých dalších.

Ласкевич, ПНР:

Уважаемые товарищи, я хотел бы сказать несколько слов о проблемах ядерной энергетики в Польше. Польша одна из последних стран в рамках СЭВ, которая приступает к этому клубу, уже строящему и имеющему электростанции. С чем это связано? В основном это связано, как всем известно, что мы сидим на угле. Но баланс топлива, баланс возможности добычи топлива, показывает, что в половине 1980 г. следует ожидать недостаток топлива при большом развитии энергетики, которая намечена у нас, так что мы уже сейчас должны думать о строительстве атомных электростанций как дополнительного топлива для энергетики. Наша программа в основном основана на блоках ВВЭР 1000 и на основе этих блоков мы будем осуществлять нашу программу с тем, что в период до 1990 г. мы думаем построить у нас станция общей мощности 8000 мвт. Число блоков не известно, так как пока нет реактора. Первый опыт мы хотим осуществить на постойке реактора ВВЭР 440, как промежуточного опытного образца в нашей энергетике. По решению правительства этот блок должен у нас быть запущен в 1982 г. В связи с этой программой о стройке реактора 440, в нашей стране ведутся работы в разных областях. Между прочим в Энергопроекте разработана концепция первого блока, первой польской электростанции, выбрана локализация, стройплощадка и в настоящее время ведутся работы при содействии с другими организациями, научными, техническими институтами, университетами, академией наук на более конкретных разработках, связанных именно с проектированием и строительством этой станции.

Так как Польша страна небольшая, промышленность быстро развивается, уже в настоящее время являются трудности связаны со строительством тепловых станций. Загрязнение среды это уже большая проблема, что чувствуется уже сейчас. Тем более нет мест для атомных станций, которые бы исключали какой-то большой район использования. Потому в нашей концепции строительства электростанций мы как один из основных принципов приняли, что станция должна быть выполнена в таком решении, о котором мы сейчас говорим на этой конференции, значит с контейментом. И наша концепция проектная уже на этом основана. В связи с принятой концепцией безопасности и возможных аварий естественно, что не только контеймент это отащит от типичного блока 440 МВт. К этому пришли совершенно другие аварийные системы. Так как во внимание принимаются как возможная совсем другая авария, чем при нормальных рассуждениях возможных аварий блока ВВЭР 440.

Мы занялись очень тщательно вопросом контейнента, с техническими данными всех возможных типов и по сравнению сделать технически и экономически, мы пришли к выводу, что надо концентрировать на одном типе, на типе на полное давление, потому что наши исследования показали для нас лично не очень выгодное решение типа с льдовым конденсатором. Хотя мы не вполне убеждены, мы думаем, что нам удастся побывать на станции Ловинса и более подробно ознакомиться с этим решением.

У нас сейчас уже готовы расчетные программы, сделаны в Академии Наук и мы готовим уже модель для эксперимента. Мы хотим сделать большой модель контейнента, чтобы было возможно сделать эксперимент. В этом эксперименте заинтересованы товарищи из Советского Союза, так как наша модель в три раза больше чем модель, который думает сделать товарищи из СССР. Мы сейчас занимаемся в основном оболочкой из предварительно напряженного бетона, как перспективный, потому что блок ВВЭР 1000, именно такое решение будет иметь. Кроме строительной части мы занялись и аварийными системами и занялись проблемой обезвреживания радиоактивных отходов. Проблема очень важна при атомных станциях и по совету специалистов советских мы разрабатываем немножко другую схему, так как схема, которая типична для блока ВВЭР 440 по мнению даже ее авторов сегодня уже немножко устаревшая. Система, которую мы предлагаем более менее приближенная к системе, которая уже намечена для реактора ВВЭР 1000.

Что мы думаем на счет атомных теплоцентрал? Вопрос очень интересный. Мы сюда приехали послушать интересные доклады товарищей. У нас в Польше очень большое внимание уделяется теплофикации, сам пример Варшавы, где сейчас имеем 2000 Гкал/час и на 1985 год мы уже намечаем увеличение до 4500 Гкал/час. Эти цифры говорят сами за себя. У нас много других районов, городов, где такое сплочение тепловой мощности, что можно уже у нас думать сейчас о применении атомных теплоцентрал. Вопрос будет наверно неизбежен для нас в дальнейшем времени, потому что уже сегодня при выборе места строительства станции в районе Варшавы, мы сталкиваемся на такие трудности, как курица с яйцом бегаем с одного конца в другой и нигде построить станцию, потому что все органы, которые занимаются защитой среды дают нам такие условия, что никто их выполнить не может. Так что наверно у нас в дальнейшем придется использовать атомные реакторы для станций для выработки тепла. Мы думаем, что в следующем году у нас сделается проектная концепция атомной теплоцентрали естественно как АТЭЦ Брно блока ВВЭР 440, о другом речь быть не может, и потому для нас очень полезна сегодняшняя конференция и эти информации, которые мы здесь получили.

Какие выводы для нас лично из этой конференции. Ну, что больше бы было таких встреч, технических, что было бы чаще этими вопросами заниматься, обменяться мнениями. Для нашего бюро очень полезное будет тесное сотрудничество с Энергопроектом в Праге. Мы уже такое сотрудничество начали в этом году, уже была здесь наша делегация. В этом году мы надеемся, что в этом плане можно много интересного сделать. Со своей стороны мы можем предложить заинтересованность сотрудничать с Вами на счет контейнента, так как мы серьезно этим занимаемся и Ваша помощь и участие в этой проблеме должна быть для нас успешной, потому что наш реактор ВВЭР 440 будет первым, который будет в оболочке и Вы тоже заинтересованы этой оболочкой для теплоцентрали, так что думаю, что в этом плане можно много интересного и полезного сделать совместным усилием.

1. Projekční návrhy jaderných zdrojů pro zásobování teplem svědčí o širokých možnostech jejich uplatnění a příznivých ekonomických charakteristikách, což potvrzují i studie přednesené zahraničními delegáty.
2. Na základě přednesených referátů můžeme konstatovat, že je nutno věnovat pozornost řadě nových aspektů, vyplývajících z odlišných ekonomických i provozních charakteristik těchto zdrojů proti zdrojům konvenčním, a to při optimalizaci řešení vlastního zdroje, spolupráci s teplofikační soustavou, využití možností dálkového přenosu tepla atd.
3. Perspektivní rozsáhlé použití jaderných zdrojů musí vést již nyní k prozkoumání všech možností, jak účelně využít obrovského množství tepla, které by jinak způsobovalo značné tepelné znečištění našeho životního prostředí.
4. V ČSSR je nutno věnovat potřebnou pozornost metodice ekonomické metodiky, jež by objektivně vyjadřovala celospolečenský přínos využití jaderných zdrojů pro zásobování teplem.

R. Tarjanne, S. Vuori, I. Eerikäinen and L. Saukkoriipi
Technical Research Centre of Finland, Helsinki

15. FEASIBILITY OF A SINGLE-PURPOSE REACTOR PLANT FOR DISTRICT
HEATING IN FINLAND

Abstract

The high price of conventional fuels, coupled with the cold climate prevalent in Finland, has led to the making of a feasibility study of a single-purpose reactor for district heating. The reactor chosen is of ordinary pressurized water type with a thermal output of 100...200 MW. In the primary circuit of the heating reactor plant, the steam generators employed in ordinary PWRs are replaced by water-water heat exchangers. For safety reasons an intermediate circuit separates the primary water from the network water.

The conditions of the district heating systems of Finland were taken into account, and led to choice of an average temperature of 160° C for the reactor coolant and a pressure of 13.5 bar. By virtue of this low design pressure, and the minimal control requirements, it was practicable to design the plant in a way that was essentially simpler than ordinary reactor plants.

When a heating reactor satisfies the base heat demand in a district heating system, in which oil-fired heating plants alone, or together with dual-purpose conventional heating power plants produce the remainder of the heat demand, the effective annual full-power operation time of the heating reactor is from 5000 h up to 7000 h. Economic comparisons have indicated that the heating reactor may be competitive when the operation period is of this order.

As the heating reactor has to be located near the heat consumption area for reasons of economy, the safety aspects are of major importance, and may in themselves preclude realization of the heating reactor idea.

1. Introduction

District heating was introduced in Finland in the 1950's, and during the course of the next few decades it is anticipated that this way of heating will show great expansion. Forecasts indicate that about one quarter of the heat demand of all buildings will be satisfied by district heating by 1990. Fig. 1 illustrates the heat load duration curve corresponding to the conditions in Helsinki (1).

Nowadays, district heating energy is derived either from oil-fired heating plants producing only heat, or from heating power plants producing both electricity and heat (back pressure and extraction condensing power-plants). As nuclear energy has proved to be competitive in production of the heat energy needed in the generation of electricity, it is reasonable to think that nuclear energy could also be utilized for production of the heat energy needed in district heating in a singlepurpose nuclear heating plant called heating reactor. In comparison with an ordinary reactor plant producing electricity, the principal difference is that turbines and generators are omitted from the heating reactor plant.

The size of a heating reactor should be optimized with due consideration given to the influence of the size upon competitiveness, and the sale area of the plant. Since the heating reactor idea can at the earliest be applied in the 1980's, the optimum size in Finland would amount to between 100 and 200 MW(th): the potential sale area of the heating reactor could be estimated as being restricted to our eight largest towns. The unit capital

cost of a reactor plant increases greatly with decreasing plant size, and consequently the small unit size of a heating reactor reduces its competitiveness. On the other hand, a heating reactor is considerably simpler than an electricity-producing reactor plant of corresponding size. The pressure and temperature of the coolant are low, and the need for control is less than that required for an ordinary reactor.

A heating reactor would provide a means for the production of district heat energy at high capital costs, and low fuel costs. Initially its competitiveness would depend upon the cost involved by the reactor plant. In respect of conventional plants, the fuel cost (in other words, the oil price) is the most important factor in the price of the heat energy produced; consequently, the future development of the price of oil in itself exercises a considerable influence upon the competitiveness of a heating reactor.

As a rule, the duration curve (Fig. 1) is divided into the base and the peak load. If the base load is taken to be 50 % of the maximum heat load, then the utilization period of the base load, thanks to Finland's cold climate, amounts to 6140 hours. A heating reactor should have a high load factor by reason of its high capital costs, and would thus be applicable only in base load use.

In the present district heating systems the peak heat loads are always satisfied by oil-fired heating plants, which have small capital costs. In small systems, oil-fired heating plants also serve as base load units. In large systems, it is more economical to satisfy the base heat demand by the use of heating power plants, which generate heat as a by-product of electricity. A heating reactor would thus compete with other base load units, that is to say oil-fired heating plants or heating power plants, dependent upon the size of the district heating system.

The distance between the plant and the heat consumption area exercises marked influence upon the competitiveness of a heating reactor. The safety aspects may call for the plant to be located at a distance from the consumption area that is much greater than is necessary for a corresponding conventional plant.

In the choice of the reactor type for this feasibility study of the heating reactor, the main arguments were that the reactor design must be based to as great an extent as possible upon "proven reactor technology", to ensure the safety and reliability of the plant, without the need for excessive development work. Accordingly, it was first decided that the choice would lie between light water reactors. The pressurized water reactor was regarded as being more suitable than the boiling water reactor partly by reason of the favourable feedback characteristics, and the possibility of realizing the main part of reactivity control by means of soluble poison.

2. Survey of research conducted in other countries

At the end of the 1950's, a preliminary plan was prepared for the building of a 75 MW(th) heavy water reactor for district heating in Sweden (2); however, this plan was not brought to realization under the circumstances prevailing at that time. Subsequently, the use of nuclear energy solely for the production of district heat energy has aroused rather slight interest, whereas the competitiveness of high-power plants based upon the combined production of electricity and heat has been the subject of some more extended studies (cf. /3/).

In the Soviet Union the competitiveness of small nuclear reactors (10-300 MW(th)) has recently been studied with respect to the production of electricity and heat in the north-eastern part of the country (4, 5). As a consequence of the long transport distances the price of fuel (8 MWh/ton) is about 100...130 roubles/ton, or in other words approximately five or six times the corresponding cost in the economically developed regions. Furthermore, the long heating periods create advantageous conditions of competition for heat production in small reactors. Under these circumstances, the use of nuclear energy in plants

of combined production has been found to be motivated, even at such small electricity and heat loads as 3 MW(e) and 6 MW(th).

In regard to single-purpose nuclear heating, it has been found in the Soviet studies that 100-200 MW(th) heating reactors would also be competitive in the industrial regions of the country.

The possibilities of producing process heat for desalination in a small reactor, located in a deep well, have been studied in Norway (6). This idea might also be applicable to district heat production.

The results of the studies made in the GDR indicate that heating reactors are hardly competitive enough under the conditions of Central Europe, since the load factor is small, and the demand for heat energy is not sufficiently concentrated (7). Instead, the combined production of process and district heat is regarded as practicable.

In the FRG, rough comparative cost estimates have been made with regard to the various possibilities available for district heating; it has been found that the heating reactor alternative is well worth consideration in the production of district heat (8).

A Swiss article (9) also mentions the heating reactor alternative, but it is thought that further studies are necessary for demonstration of its competitiveness.

Most of the literature referred to above relates to the conditions in Central Europe, which differ considerably from those in Finland. Consequently, the conclusions drawn in these references are not directly applicable to Finland.

3. Heating reactor plant

3.1 Plant flow scheme

A district heating reactor plant closely resembles an ordinary pressurized water reactor plant. The most marked differences are to be found in the omission of electricity generating equipment, the replacement of steam generators with water-water heat exchangers, and lower reactor primary coolant temperature and pressure. A simplified flow scheme of a heating reactor plant is illustrated in Fig. 2.

For reasons of safety and availability, the primary circuit of the plant is divided into two loops, and the primary loops are equipped with stop valves. The primary circuit and the heat distribution system are separated by means of a special intermediate circuit, which has the purpose of preventing the transport of radioactivity to the heat distribution system. In addition to the extra capital costs involved, such a circuit also increases the operating costs by reason of the augmented pumping capacity.

The emergency core cooling system comprises high-pressure safety injection pumps, passive accumulators, and residual heat removal pumps, which also act as low-pressure safety injection pumps. The required coolant for the ECCS and the containment spray system is obtained from the borated water storage tank. In the event of an accident, the low-pressure system can also use water leaked into the containment sump from the primary circuit breaks.

3.2 Reactor plant control

The control of a heating reactor plant is made easier than that of an electricity-producing plant for the following reasons: the load changes are slow, the district heating system has a large heat capacity, consumers have their own control systems, and conventional plants deal with load variations during the peak load period. As a result, liquid poison control can deal with almost all reactivity changes; accordingly, control rods are required only for safety shutdown and fast transients.

3.3 Reactor pressure and temperature

In the main, the temperature and the pressure of reactor primary coolant are determined by the respective quantities of water in the heat distribution system. The maximum inlet temperature of water to the heat distribution networks of Finland is usually 120°C . However, this maximum temperature is necessary only under peak load conditions, and then a conventional plant coupled in series with a heating reactor deals with the upper part of the temperature rise needed. Accordingly, a heating reactor has to raise the temperature of water in the distribution network by no more than approximately from 70°C to 100°C . If reasonable values are employed for heat transfer areas both in primary and secondary heat exchangers, the required average temperature of the primary coolant is about 160°C . To ensure adequate coolant velocity, the temperature rise in the reactor core must be limited to about 25°C .

When the uneven enthalpy rise distribution is taken into account by the employment of a hot-channel factor of 1.8, the resultant temperature is about 195°C ; to prevent bulk boiling, the coolant pressure is chosen at 13.5 bar. Since the pressure is essentially lower than that in normal light water power reactors, the material thicknesses of the reactor vessel and the primary circuit are diminished, which, together with the smaller diameter of the reactor vessel, facilitates construction and quality control. The reduction in material thicknesses may also permit of the utilization of constructional materials that are unsuitable for ordinary power reactors.

3.4 Reactor core design and fuel costs

As the amount of fuel used in a heating reactor is one order of magnitude lower than that in ordinary power reactors, economy is furthered by choice of the same type of fuel rod as that employed in large pressurized water reactors. The parameters for the fuel rod were accordingly determined at the values listed in Table 1.

The maximum permissible fuel temperature, 2300°C , and the coolant conditions determine the maximum heat flux on the outer surface of the cladding at 170 W/cm^2 . The minimum departure from nucleate boiling ratio corresponding to the chosen lattice and thermal hydraulic parameters is as high as 3 (10), value which is considerably in excess of the typical values (about 1.3) of MDNBR. The ratio of maximum average heat flux was conservatively chosen at 3.5.

The reactor physics calculations for determination of the optimum enrichment of UO_2 were performed by means of the METHUSELAH-code (11, 12). The water to fuel volume ratios for nine different enrichments between 2.0 and 6.0 % were first chosen so that the void coefficient of the multiplication factor of infinite lattice, with 1400 ppm boric acid in water, was slightly negative. The burn-up (τ_{∞}) of continuous charge-discharge fuelling was then calculated. The burn-up for m-batch fuelling ($= \tau_m$) with a loading period of one year was calculated by application of the approximate formula $\tau_m = 0.85 \times m \times \tau_{\infty} / (m+1)$ (13). The following amounts were used for fuel costs: uranium ore \$ 8/lb U_3O_8 , enrichment work \$ 36/separative work unit, fuel fabrication cost \$ 125/kgU, reprocessing cost for spent fuel \$ 45/kgU, and plutonium credit \$ 6/g fissile plutonium.

It was calculated that the optimum enrichment corresponding to 6000 full power hours per annum, and an interest rate of 9 %, would be 4.41 %, and the respective fuel cost 0.73 mills/kWh(th). By separation of the fixed and proportional parts, the fuel cost characteristic was found to be \$ 1.45/year-kW + 0.49 mills/kWh.

3.5 Plant lay-out

The essential parts of the heating reactor plant are: the reactor containment building, district heating equipment building auxiliary building and control and service building. The version described in this paper corresponds to a surface plant. The double containment (Fig. 3) houses the primary circuit, emergency flooding accumulators, residual heat removal loops, and the storage pool for the spent-fuel elements. During reactor operation, temporary service or maintenance work is allowed in the upper part of the containment.

The borated water storage tank for ECCS, the high-pressure safety injection pumps and containment spray pumps, are located in the intermediate compartment, between the containment and auxiliary buildings.

The district heating equipment building houses the secondary heat exchangers, the oil-fired peak load boilers (2 x 75 MW), and the pumps for the intermediate circuits and for the district heating network. Flue gases from the conventional part of the plant are conducted through a separate tube in the same stack as that used for releases from the reactor off-gas system.

4. Some safety related aspects of a heating reactor

The natural location for a district heating reactor is either within the consumption area, or in the near vicinity. Thus, not only is it necessary to study the economic competitiveness as compared with conventional alternatives, but importance is attached to providing adequate guarantees for the safety of the inhabitants of the surrounding area (14, 15, 16) when a decision is made whether the idea of a heating reactor is realistic or not.

If the heating reactor is located near the district heating network the capital costs of the transmission lines are reduced considerably. On the other hand, the heat losses are insignificant even if the transmission distance is rather long. To reduce capital costs conventional heating plants are sited, and will continue to be sited, within population centres, which of course implies that the environment will be polluted (for instance by sulphur dioxide). On the contrary the heating reactor will not give rise to any significant pollution of the atmosphere under normal operational conditions.

The urban location of nuclear reactors is often connected with underground siting (17). This solution is favoured by the firmness of bedrock in the Northern countries, which makes excavation both easy and rather cheap (18). The rock provides an excellent shield against external and internal missiles also during war-time, the soil delays leaking radioactivity, and, if the reactor is located under the ground water surface, satisfactory gas tightness is obtainable. The main disadvantages of underground siting include the following points: service and installation are more troublesome, the ground water may be polluted, and no significant profit can be obtained during normal operation; moreover under accident conditions the same advantages can be achieved in surface plants by other means, such as double containment. In addition, underground siting introduces some new technical problems that need solution without the benefit of earlier experience.

Special arrangements are required (such as the consideration of pressure vessel rupture, and an intensified emergency core cooling system) (19) for diminution of the potential radiation dose to people around the reactor plant; the ensuring of safety may thus result in a considerable rise in expenditure. Furthermore, notwithstanding every precaution, a certain potential risk of a major accident remains, which would mean the radiation doses to the surrounding population rising to alarming values. Consequently, the benefit derived from a district heating reactor of rather small unit size needs to be considered with a view to the potential risk of a serious accident.

Since the population density of Finland is quite low, no need exists for the location of a plant producing electricity alone near towns or other densely populated areas; probably the precedent for urban siting is to be expected from Central Europe. For a heating

reactor, the problem of urban siting is facilitated by the fact that the expansion of district heating systems in Finland will be carried out by means of conventional plants until the first half of the 1980's, by which time it is probable that clear precedents will be at hand in regard to urban siting; furthermore, public opinion may have become more sympathetic towards nuclear power.

5. The economic competitiveness of the heating reactor

In a large district heating system, the heat energy is supplied by a combination of plants of different type. The capital and operational costs of the plants determine the optimum choice of the plants and their operation times.

For determination of the competitiveness of a heating reactor, it has to be compared with an oil-fired heating plant, a conventional heating power plant, and a nuclear heating power plant. In a combined production plant, the total costs have to be appropriately divided between electric and heat energy. In our case, the price of heat energy is calculated by subtracting the value of the produced electric energy from the total costs. Since the price of heat energy is obtained by the subtraction of two large figures, the basis of evaluation of the price of electricity exercises a considerable influence upon the result obtained. In this study, the credit for electrical energy is based upon the production costs of either a conventional condensing power plant or a nuclear power plant.

The various possibilities included in the cost comparison are:

- an oil-fired heating plant of 100 MW(th)
- a standard type of conventional back-pressure power plant, supplying 100 MW electrical power, and 160 MW heat for district heating,
- a combined nuclear power plant supplying 400 MW electricity and 1000 MW heat,
- a heating reactor of 100 MW(th),
- a heating reactor of 200 MW(th).

The oil price assumed in regard to conventional plants was 3 \$/MWh. The interest rate (8 %/yr) and the economic plant life (25 years) fix the annual fixed charges at 9.36 %/yr.

An economic study of possibilities other than a heating reactor plant has been made by EKONO Oy (20). As no earlier experience concerned with this type of reactor plant is available, the capital costs of the heating reactor are not simple to evaluate. The cost estimates for heating reactors of 100 and 200 MW(th) have been based upon reference (21), by modification of the prices presented in it as follows:

1. By the use of suitable coefficients, the various subcosts are first converted to correspond to the plant generating only heat energy; equipment used in the production of electricity have been omitted.
2. The thermal output capacity of the plant is converted into 100 or 200 MW.
3. The increase of the costs from 1967 to 1973 is taken into account, with a factor of 8 %/year.
4. The engineering costs, and other costs solely connected with the first plant, have been distributed evenly among five units.

As a result of this calculation, the prices of 100 MW and 200 MW district heating plants are derived as 12.5×10^6 and 17.4×10^6 \$ respectively.

The fixed part of maintenance and operation costs, and insurance charges for the 100 MW and 200 MW plant sizes have been evaluated at 3.0 and 2.5 %/yr respectively of the cost of the plant.

The electric power needed for operation of the 100 MW plant has been roughly estimated at 2500 kW, which adds 0.27 mills/kWh to the proportional costs of heat generation. More detailed design and optimization may reduce this amount.

On combination of all the fixed and proportional costs, including the fuel costs indicated in chapter 3.4, we arrive at the following cost characteristics for heating reactor plants:

100 MW-unit size: 17.0 \$/year-kW + 0.76 mills/kWh.

200 MW-unit size: 11.8 \$/year-kW + 0.71 mills/kWh.

(The lower proportional cost of the 200 MW-unit is a consequence of larger size).

Fig. 4 illustrates a cost comparison between various possibilities of district heat production. The shadowed area conjoined to the characteristics of the fossil-fuelled plants describes the influence of an increase of 0...20 % in the price of oil. The cost estimates for the heating reactors are rather rough, since the prices are derived from electricity producing nuclear power plants, and consequently error limits of about $\pm 15\%$ should be included in their characteristics. At the moment a new cost estimate based directly upon the heating reactor is in preparation.

The possible increase in the length of heat transmission lines by reason of safety requirements has not been taken into account. If the heating reactor is located five kilometres further away than the alternative fossil-fuelled plant, this would entail a further increase in the fixed costs of heat generation by 1.6 \$/year-kW.

The following conclusions can be drawn from Fig. 4:

1. Compared with the oil-fired heating plant, the 100 MW (200 MW) heating reactor is competitive, when the utilization period exceeds about 5000 h (3000 h). The heating reactor would thus be economic for a district heating system comprising heat generating plants alone.
2. For a sufficiently large heat-consumption centre, a nuclear power plant of combined production provides the greatest economy, and a heating reactor is out of the question.
3. Compared with the fossil-fuelled back pressure plant, the heating reactor is not competitive, if the electricity credit is based upon a conventional condensing power plant. When the price of electricity is based upon nuclear power, and moderate expenditure on long-distance heat transmission is taken into account, a heating reactor becomes competitive with a back-pressure plant, if the load factor is high enough.
4. The price of oil exercises a noteworthy influence upon the competitiveness of a heating reactor. In addition, the evident future necessity to desulphurize combustion gases, or to use only fuels of low sulphur percentage, raises the costs of conventional plants.

6. Conclusion

An attempt has been made above to provide a description of the typical features of the heating reactor, and of its competitiveness. From the economic comparison, it became evident that the idea of a heating reactor is well motivated. However, the uncertainties involved in the comparison preclude a straightforward assertion of whether a heating reactor is sufficiently economical or not. The calculation of more reliable results demands a more exact cost estimate of the total plant price, and an economic comparison should be made by means of a detailed simulation calculation for a suitable district heating system, in which the heating reactor supplies the base load.

It may be mentioned that the employment of heating reactors facilitates the creation of a reserve stock of fuel, and the diminution of pollution of the atmosphere in population centres.

Furthermore, it has been estimated that the world's easily obtainable oil reserves will have been exhausted by the beginning of the next century, if the present growth rates of energy consumption is assumed to continue. This alone makes it worthwhile to try to find new alternatives for district heat production as well.

Although the heating reactor might prove to be an economic proposition, the safety requirements involved in urban siting may alone be sufficient to prevent realization of the idea of a heating reactor.

To increase the utilization area of the heating reactor, international co-operation would be of benefit. Moreover, other fields of application such as low grade process heat for industry and desalination could be taken into consideration.

References

- (1) K. Kirvelä and L. Kotilainen, Specific Consulting Studies about District Heating Systems for the Heating Reactor Project, EKONO Oy, BY-24050-1, 1972 (in Finnish).
- (2) I. Wivstad and C. Mileikowsky, ADAM-A 75 MW Nuclear Energy Plant for House Heating Purposes A/CONF. 15/P/136.
- (3) B. Reetz, Wärmeversorgung aus Kernkraftwerken für industrielle und kommunale Nutzung, Kernenergie 18, 10, 177-182 (1973).
- (4) P. A. Andreev et al., Optimization of Parameters for Small Nuclear Power Sources Containing Water-cooled, Water-moderated Reactors, IAEA-SM-140/18 (1970)
- (5) V. M. Abramov et al., The Role of Nuclear Power Plants as Sources of Energy in Remote Regions of the USSR, A/CONF. 49/P/713 (1971).
- (6) E. Jamne, The Well Reactor, IAEA-SM-140/7 (1970).
- (7) M. Schwarz, Einsatz von Kernkraftwerken zur Wärmeversorgung bzw. Wärme-Kraft-Kopplung, Kernenergie 14, 57-61 (1971).
- (8) H. Krüger und M. Timm, Untersuchungen zum Einsatz von Kernreaktoren für die Fernwärmeerzeugung, Atom und Strom 17, 10, 158-163 (1971).
- (9) J. Fazekas, Städtische Fernwärmeversorgung und Kernreaktoren kleiner Leistung, Chemische Rundschau, No. 41, October 1972.
- (10) R. V. Macbeth, The Burn-out Phenomena in Forced - Convection Boiling, reprinted from Advances in Chemical Eng. 7, 207-293 (1968).
- (11) R. Alpiar, Methuselah I, A Universal Assessment Programme for Liquid Moderated Reactor Cells, Using IBM 7090 or Stretch Computers, AEEW-R-135, Atomic Energy Establishment, Winfrith (1964).
- (12) M. J. Brinkworth and J. A. Griffis, Methuselah II - A Fortran Program and Nuclear Data Library for the Physics Assessment of Liquid-Moderated Reactors, AEEW-R480, Atomic Energy Establishment, Winfrith (1968).
- (13) D. Hicks, Reactor Performance Calculation for Water Reactors, Report No 511, Technical University of Helsinki, Department of Technical Physics (1969).
- (14) Containment and Siting of Nuclear Power Plants, IAEA-SM-89, Vienna (1967).
- (15) Environmental Aspects of Nuclear Power Stations, IAEA-SM-146, New York (1970)
- (16) Principles and Standards of Reactor Safety, IAEA-SM-169, Jülich (1973).
- (17) A. Wanner and W. Winkler, Underground Nuclear Power Stations, Technical Meeting No. 9/5, Nuclex-72, Basel/Switzerland.
- (18) O. Tiainen, A Nuclear Power Plant near a Population Centre, Internal Bulletin of the Finnish Nuclear Society No. 1/1973 (in Finnish).
- (19) A. F. Wilck, Kernkraftwerke in Stadtnähe, Atom und Strom 19, 3/4, 39-42 (1973).
- (20) K. Kirvelä, A Preliminary Study about the Competitiveness of the Heating Reactor Compared with other District Heating Methods, EKONO Oy, BY-24050-2, 1972 (in Finnish).
- (21) Small Nuclear Power Plants (Vol. 3), Kaiser Engineers, Reactor Engineering Division USAEC, C00-284 (1967).

Table 1. Main characteristics of the heating reactor core of 100 MW(th)

Fuel rod data

fuel material:	enriched UO_2 (density 10.35 g/cm ³)
cladding material:	zircaloy-4
diameter of fuel pellet:	9.1 mm
cladding thickness:	0.65 mm
outer diameter of cladding:	10.7 mm

Reactor physics data

type of lattice	square
lattice pitch	1.42 cm
coolant and moderator	H ₂ O
moderator/fuel-volume ratio	1.72
active height of the core	110.4 cm
equivalent diameter of the core	119.3 cm
in-pile uranium inventory	3.63 t
average fuel rating	24.3 kW/kgUO ₂
U ²³⁵ -enrichment for equilibrium core	4.41 %
average burnup for equilibrium core	42 500 MWd/tUO ₂
fuel loading scheme	7-batch
reloading period	1 year

Thermal hydraulics data

total coolant flow rate	0.923 t/s
average coolant velocity	1.64 m/s
coolant operating pressure	13.5 bar
inlet coolant temperature	147.5° C
outlet coolant temperature	172.5° C
maximum clad-surface temperature	270° C
maximum fuel temperature	2300° C
maximum heat flux density	170 W/cm ²
average heat flux density	48.6 W/cm ²

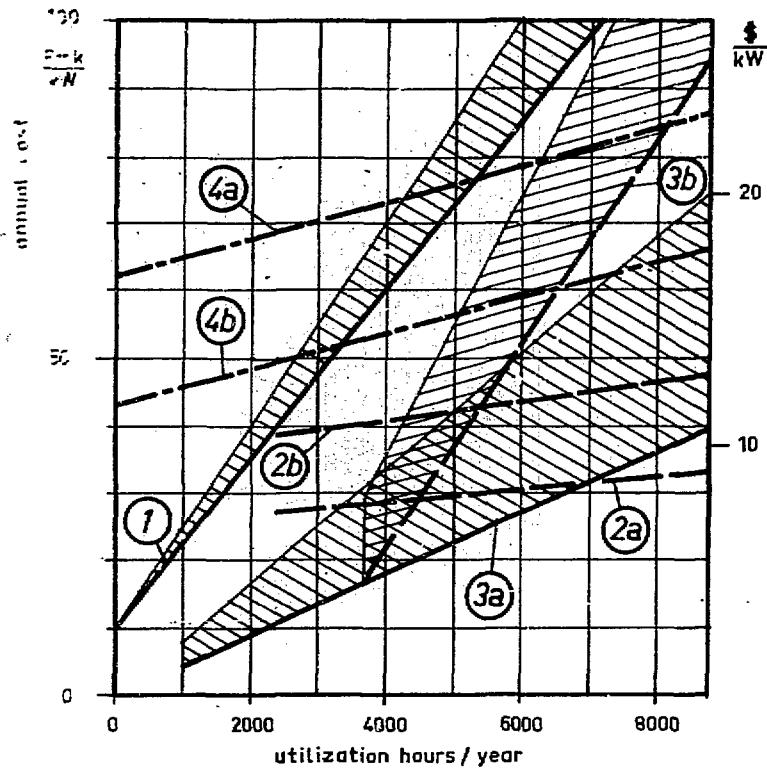
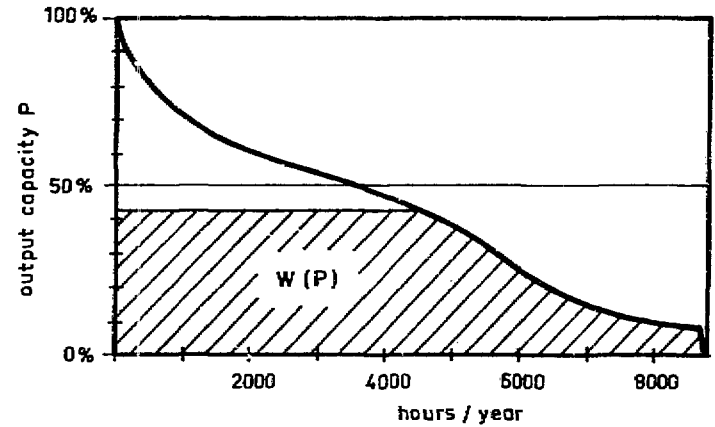


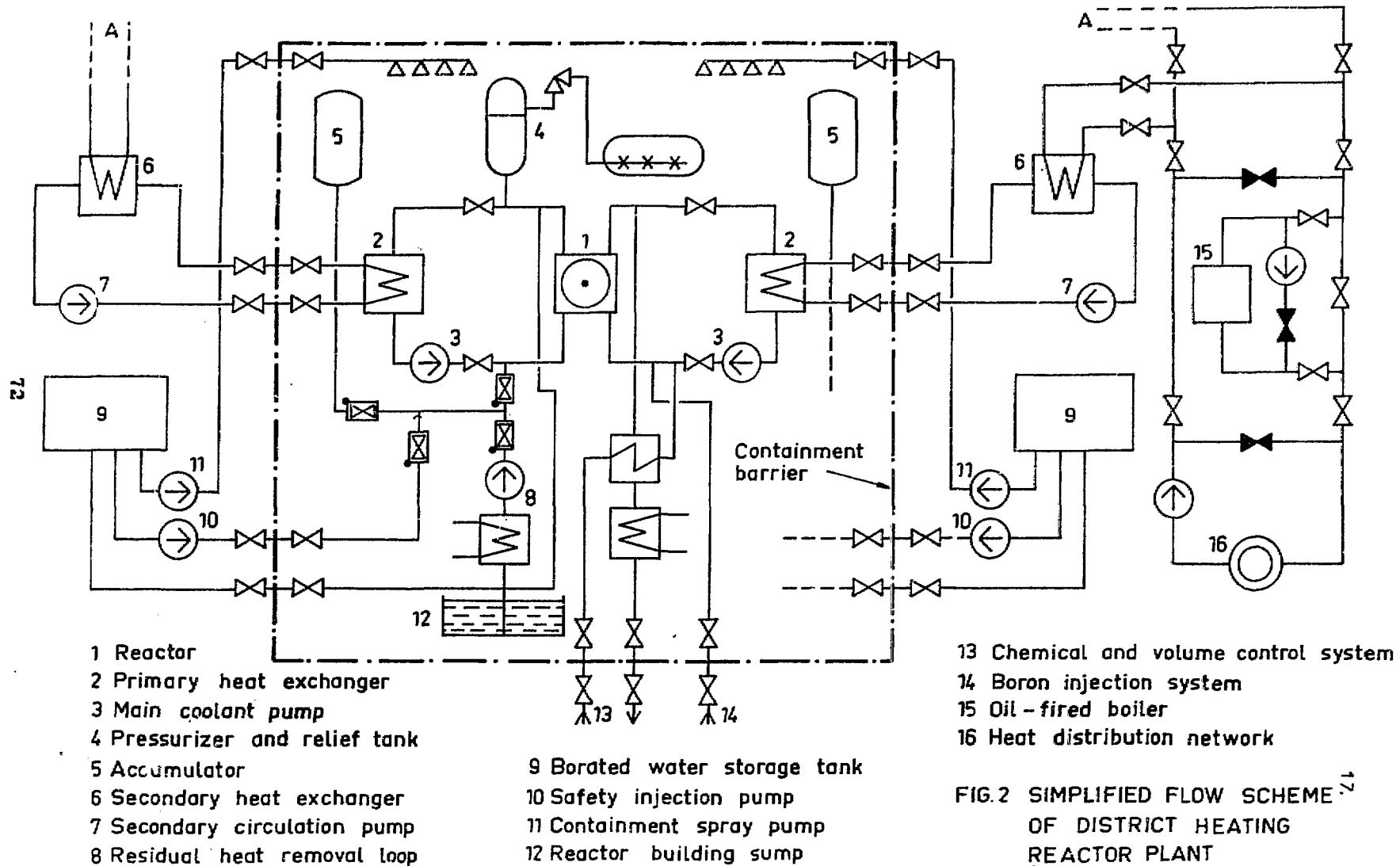
FIG. 4 HEAT ENERGY COST CHARACTERISTICS
FOR VARIOUS ALTERNATIVES ($1 \text{ Fmk} = 0.27 \text{ \$}$)

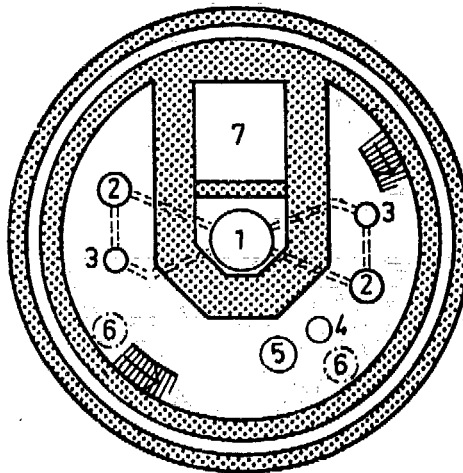
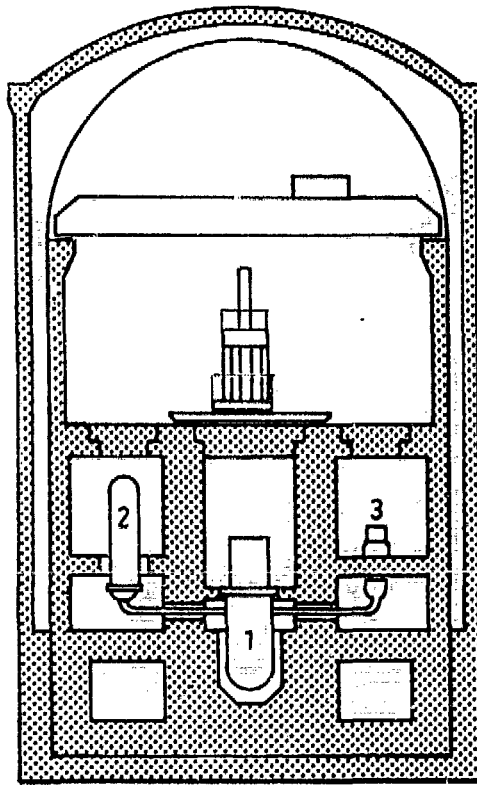
- 1 Oil-fired heating plant
- 2a Nuclear heating power plant
- 2b Same, but including heat transmission cost
- 3a,b Conventional heating power plant
- 3a electricity credit : conventional power
- 3b electricity credit : nuclear power
- 4a Heating reactor plant 100 MW
- 4b Heating reactor plant 200 MW



P	$T = W(P)/P$
30 %	7290 h
40 %	6670 h
50 %	6140 h
60 %	5550 h
70 %	4930 h

FIG. 1 THE DURATION CURVE OF THE DISTRICT HEAT DEMAND CORRESPONDING TO THE CONDITIONS IN HELSINKI AND THE RESPECTIVE UTILIZATION HOURS/YEAR (T) FOR DIFFERENT HEATING REACTOR OUTPUT CAPACITIES





0 5m

FIG. 3 REACTOR CONTAINMENT BUILDING

- 1 Reactor
- 2 Primary heat exchanger
- 3 Main coolant pump
- 4 Pressurizer
- 5 Relief tank
- 6 Accumulator
- 7 Fuel pit

Ursíny:

Ve svém příspěvku bych vás chtěl informovat o perspektivních záměrech výstavby jaderných elektráren na Slovensku, aby po vystoupení pracovníků Českých energetických závodů bylo možno učinit si celkovou představu o záměrech na výstavbu jaderných zdrojů v celé ČSSR. Z celkového instalovaného výkonu v jaderných elektrárnách v ČSSR, který má být vybudován do roku 1990, přibližně 50 %, tj. asi 6000 MW, má být postaveno na Slovensku. Tento vysoký podíl vyplývá z nepříznivé palivoenergetické bilance tohoto území. Po uvedení vlastní elektrárny Vojany II v tomto a následujícím roce bude výkon jaderných elektráren jediným podílem k pokrývání požadavků základního zatížení narůstajících výkonů.

V programu výstavby elektráren typu VVER jsou ve výstavbě první 2 bloky 440 MWe na Slovensku. Při určení lokalizace byl rozhodující požadavek na uvedení výkonu do provozu v roce 1977 a 78, což z hlediska urychlené přípravy staveniště jakož i využití určitých předinvestic, splňovala především lokalita Jaslovské Bohunice. Pro umístění dalšího výkonu získal dostatek času k jednomu posouzení celého území pro umístění jaderné elektrárny o jednotkovém výkonu 2 x 440 MW. Tuto práci vykonal TERPLÁN a vyústila v podrobné zhodnocení vybraných lokalit, na které navázaly perspektivní studie ENERGOPROJEKTU pro lokality Paludza, okres Liptovský Mikuláš a Podlužany, okres Levice. Bylo naší snahou umístit výkon další jaderné elektrárny do severní části Slovenska, kde by se mohla vhodně uplatnit i spolupráce jaderné elektrárny s přečerpávacími elektrárnami Liptovská Mara a Černý Váh. Předběžný výběr staveniště poukázal však na nevhodnost realizace tohoto typu, protože se předpokládá ještě výstavba v bezkontejmentovém provedení s 3 km ochranným pásmem v této hustě osídlené oblasti horního Váhu, která v současné době je ještě značně dotčena i výstavbou vodního díla Liptovská Mara. Protože tato oblast umožňuje výstavbu výkonů až okolo 3000 MW, byla ponechána pro výstavbu vyšších výkonových jednotek s přiměřeným použitím bezpečnostních opatření. Hlavní pozornost se proto zaměřila na okolí Levic. Původně vybrané staveniště Podlužany se ukázalo z hlediska městských orgánů jako nepřijatelné, neboť svým ochranným pásmem bránilo rozvoji města v jediném možném směru. Při přehodnocení mikrooblasti Levic bylo po vzájemné dohodě s veřejnoprávními organizacemi doporučeno staveniště Mochovce, na které byl zpracován investiční záměr a v současné době se připravuje projektový úkol. Byla posouzena i otázka vhodnosti zahájení a výstavby na nové lokalitě v porovnání s dalšími rozšířeními v Jaslovských Bohunicích. Závěry studie však poukázaly na vhodnost staveniště Mochovce pro případ, že zde bude umístěn ještě další výkon. S touto skutečností počítá již současný program výstavby jaderné elektrárny a připravovaná předprojektová dokumentace obsahuje i předinvestice pro druhou etapu. Výstavba na těchto lokalitách u Levic nepočítá s odběrem tepla pro město Levice, i když na původní lokalitě, která byla ve vzdálenosti 3 km od města, se o možnosti dodávky tepla uvažovalo.

Poprvé jsme před otázkou volby klasického nebo jaderného zdroje pro teplárenské účely stáli při návrhu zdroje pro soustavu centralizovaného zásobování teplem města Bratislavy. Celkový propojený výkon této soustavy v konečné podobě má přesáhnout 1000 Gcal/h přičemž v značné míře se na tomto výkonu podílí chemický průmysl s vysokým využitím maximálního výkonu. Rozhodující růst nároků na tepelné výkony tohoto systému spadá do období let 1976 a 1977, což se nedá jaderným zdrojem zabezpečit. Proto jsme přistoupili k řešení zdroje na palivové základně mazut-zemní plyn. Jeho rozsah by měl pokrýt nároky na teplárenské výkony této soustavy do roku 1985 a dojde-li k realizaci těchto představ v plném rozsahu bude výstavba jaderného zdroje pro teplárenské účely v Bratislavě aktuální až kolem roku 1990.

Na základě závěrů oponentního jednání, již několikrát vzpomínané studie pro Slovenské energetické podniky, připravilo Ústřední informační středisko pro jaderný program studii řešení dodávky tepla z jaderného zdroje pro technologii Závodu Slovenského národního povstání a města Žiar nad Hronom. Zdroj představuje dva reaktory typu VVIR 440 MW v kontejmentovém provedení s ledovým kondenzátorem. Strojovna obsahuje dvě kondenzační turbíny

220 MW, dvě odběrové turbíny s dvěma odběry páry a jednu protitlakovou turbínu. Charakter odběru tepla je trvalý, s vysokým ročním využitím maximálního výkonu. Dodávka tepla pro technologii se počítá v páře o tlaku 7,3 kp/cm² a 15 kp/cm² a v horké vodě pro vytápění objektů. Zásobování města se předpokládá teplou vodou, přičemž přibližná vzdálenost trasy parovodu z elektrárny do závodu je 3,6 km a vzdálenost obytných čtvrtí od nynějšího zdroje v závodě je zhruba 2 km. Roční potřeba tepla v páře a teplé vodě bude v období, kdy se předpokládá uvedení výkonu jaderné elektrárny s odběrem tepla do provozu (r. 1983-84), představovat asi 1 200 000 Gcal za rok. Vyvedení elektrického výkonu je řešeno částečně přímo do závodní rozvodny 110 kV a připravované rozvodny 400 kV Žiar nad Hronom. Roční spotřeba elektřiny v závodě představuje až 40 % celkové roční výroby v elektrárně.

Předběžný výběr staveniště poukázal na velký zájem krajských a okresních orgánů o vybudování takového zdroje k řešení nynější kritické situace znehodnocování životního prostředí. Vedení Závodu Slovenského národního povstání vidí v tomto řešení jedinou cestu, jak při zlepšování čistoty ovzduší zabezpečit dostatečné množství tepelné a elektrické energie pro rozvíjející se výrobu kysličníku hlinitého a hliníku.

Kromě uvedených dvou míst, Bratislavy a Žiaru nad Hronom, se v perspektivních úvahách Slovenských energetických závodů počítá i s řešením jaderného zdroje pro město Košice s možností dodávky tepla pro technologii závodu Východoslovenské železárny.

Bartošík:

Ve více referátech se vzpomínala jaderná elektrárna s odběrem tepla v Žiaru nad Hronom. Chtěl bych Vás informovat o důvodech, proč nás, hlinikáře, zaujala tato myšlenka a zároveň doplnit některé údaje uvedené o této lokalitě v dokumentech této konference. Byla to v první řadě studie maďarských soudruhů, zde přítomného s. Halzla, a dalších, pro Mezinárodní atomovou agenturu ve Vídni o použití jaderného zdroje pro hlinikářský průmysl. Tato studie jasně ukázala na podstatné snížení nákladů na kombinovanou výrobu energie-páry a elektrické energie - tak velkého konzumenta s rovnoměrným odběrem, jako jsou hlinikářské kombináty, tedy kombináty s výrobou kysličníku hlinitého, anodové hmoty a prvotního hliníku. Zaujala nás tato studie i proto, že v prognózách rozvoje barevných kovů, v první řadě hliníku, se do roku 1990 počítá s 2,22 násobným rozvojem výroby prvotního hliníku v ZSNP a 2,7 násobným u kysličníku hlinitého. Podle posledních zpráv se tyto úvahy vkládají do plánu budoucí 6. pětiletky. Za druhé nás tato myšlenka zaujala i proto, že je známo, jaké je životní prostředí v Žiaru nad Hronom a v jeho okolí. Závod Slovenského národního povstání produkuje na Slovensku nejvíce exhalátů, a to v kombinaci plynů a pevných látek s kumulativními zhoubnými účinky nejen pro člověka, ale i pro okolí - floru a faunu. Jsou to emise fluoru a to v jeho nejagresivnější formě jako fluorovodík, dále dehtovité látky, hlavně 3-5 benzpyren silně kancerogenní, to všecko z elektrolýzy hliníku. Další exhalace jsou ze závodní teplárny - emise kysličníku siřičitého a v současné době i arzenu. Schválně investičním záměrem totální inovace technologie výroby hliníku a kysličníku hlinitého se úplné odstranění emise dehtovitých látek a sníží se emise fluoru na desetinu dnešního stavu, i když výroba stoupne, jak jsem se již zmínil, více než 2,2násobně. Toto rozšíření výroby by si však vyžádalo rozšíření závodní teplárny s ročním spalováním více než 700 tis. tun uhlí z Cigelské lokality za rok pro výrobu páry. A právě výstavba jaderné elektrárny s odběrem tepla by zbavila Žiarskou kotlinu emise kysličníku siřičitého a arzenu. Přitom bych chtěl zdůraznit i další výhody spojení tohoto jaderného zdroje s našim kombinátem z hlediska energetického.

- 1) technologie bude vyžadovat tlak páry o tlacích 11 a 8 atp tedy výhodných pro VVER,
- 2) odběry obou energií jsou po celý rok rovnoměrné s nepatrným kolísáním,
- 3) 70 % roční spotřeby páry je pro nepřetržitou technologii,
- 4) kombinát ZSNP spotřebuje v cílovém roce více než 40 % kapacity navrhovaného jaderného zdroje,
- 5) jak ukazuje tabulka z referátu ing. Hátleho, výrobní cena páry je 8,59 Kčs za jednu Gcal/h, tedy nejnižší, jaká je v té tabulce uvedena.

Buchta:

Chtěl bych vás informovat o dosavadních zkušenostech z předprojektové přípravy jaderné teplárny Brno, kterou zahájil Energoinvest z pověření Českých energetických závodů a v rámci této přípravy zahájil práce na studii souborů staveb a projektového úkolu s termínem ukončení 9/1974. V rámci přípravné dokumentace je nutno stavbu jaderné elektrárny a teplárny Brno, kromě kompletního veřejnoprávního projednání zajistit plně dodavatelsky, zkoordinovat všechny návaznosti pro další projektovou přípravu a následně pak pro realizaci. Mnoho problémů, o nichž bylo hovořeno i na této konferenci, musí tedy nabýt již konkrétních forem a výsledků, které v průběhu roku 1974 budou včleněny do přípravné dokumentace. Jak již bylo částečně zmíněno, bude veškeré zařízení včetně primárního okruhu vyráběno v ČSSR, s výjimkou aktivní zóny a kontejnmentu, kde se ale předpokládá kooperace čs. podniků. Z toho důvodu bylo již jednáno s předpokládanými výrobci rozhodujícího zařízení primárního okruhu a výsledky dosavadních jednání jsou pozitivní. Cirkulační čerpadla jsou nabídnuta od ČKD Blansko i od Sigmy Lutín. Obě konstrukce cirkulačních čerpadel se při tom odlišují od koncepce sovětských cirkulačních čerpadel aplikovaných na bloku VVER 440. Rovněž je očekáván velký přínos od oborového podniku ŠKODA, závod výstavby jaderných elektráren Plzeň-Bolevec.

Od samého začátku prací na přípravné dokumentaci je věnována mimořádná pozornost bezpečnosti. Vynakládá se velké úsilí na možnost aplikací zařízení na fixaci tekutých nízkoaktivních a středooaktivních odpadů a zajištění jejich likvidace již od uvedení jaderné elektrárny Brno do provozu bez dlouhodobého skladování. Doufáme, že pochopením některých podniků bude tento problém zdárně doveden do konce a příslušné zařízení nabídnuto. V této otázce by bylo účelné provést některá opatření k urychlení prací na úkolu rozvoje vědy a techniky číslo 10.

Domnívám se, že pro zdárnou přípravu a realizaci tohoto díla je třeba zaměřit veškerou energii u všech zainteresovaných organizací a podniků na zvládnutí náročné technické problematiky, vyčerpat všechna dostupná opatření pro bezpečnost provozu a odstranit od samého začátku zbytečné administrativní potíže, které mohou tuto stavbu doprovázet. Špičková technika a progresivnost stavby jaderné elektrárny s odběrem tepla Brno bude vyžadovat progresivnější přístup k jejímu zajištění. Je třeba si uvědomit, že výstavba eventuelního náhradního zdroje, který by snesl požadavky na vypouštěné exhalace, je velmi problematická, neboť odpovídající kvalitní paliva nejsou v Československu k dispozici. Je třeba přistupovat k zajišťování jaderné elektrárny a teplárny Brno i z tohoto aspektu a využít technického a výrobního potenciálu Československé socialistické republiky k tomu, aby jaderná elektrárna a teplárna Brno byla včas a kvalitně připravena a realizována.

Bednár:

Dovoľte mi navázat na prednesené referáty, zejména na zaujímavý referát soudruha ing. Křížka, CSc. a zmínit se krátce o jednom z velmi důležitých zařízení primárního okruhu - o hlavních cirkulačních čerpadlech.

K zvláštnosti problematiky hlavních cirkulačních čerpadel připívá skutečnost, že provozní spolehlivost a životnost nejnáročnějších uzlů čerpadla ovlivňuje výrazně provozní spolehlivost a bezpečnost celého primárního okruhu. Hlavní cirkulační čerpadlo je často označováno jako "srdce primárního okruhu", což je opravdu velmi výstižné označení.

Vývoj hlavních cirkulačních čerpadel je možno sledovat zhruba ve třech etapách:

- I. etapa - bezucpávková čerpadla - užívaná v počáteční rozvoje jaderné energetiky z důvodů absolutní hermetičnosti. Tato čerpadla malých výkonů se dosud používají u speciálních reaktorů.
- II. etapa - čerpadla utěšňovaná - používaná po získání prvních zkušeností s provozem jaderných reaktorů a zmírnění požadavků na hermetičnost primárního okruhu. Tato čerpadla lépe vyhovují provozním požadavkům primárního okruhu. Jejich použití je ekonomicky zdůvodněno od výkonu čerpadla cca $P = 800$ kW.
- III. etapa - čerpadla integrální - jako perspektivní koncepce řešení čerpadla. Jedná se v podstatě o vyústění vývoje řešení utěšňovaného čerpadla.

V současné době probíhá u převážné většiny výrobců hlavních cirkulačních čerpadel závěrečná fáze II. etapy, kterou lze označit jako optimalizaci řešení utěšňovaného čerpadla. Tato optimalizace se dotýká zejména řešení ucpávkového systému, hydraulické části, tělesa a pomocných systémů. Bylo dosaženo životnosti ucpávkového systému na 20 000 provozních hodin. Tak se faktor životnosti nejexponovanějšího uzlu čerpadla dostává na úroveň faktorů životnosti ostatních částí primárního okruhu, podléhajících rychlému opotřebení.

V této fázi v podstatě vrcholí vývoj hlavního cirkulačního čerpadla v Československu, a to komplexní připraveností prototypu, který je možno vidět na obr. 1, k dlouhodobým zkouškám na horké smyčce.

Již u tohoto prototypu byla sledována snaha zachytit vývojový trend směřující k používání diagonálního oběžného kola s axiálním rozvaděčem, umístěným v tělese válcového tvaru, jak je zřejmé z tohoto pohledu i z řezu vlastního čerpadla na obr. 2.

Tato koncepce čerpadla plně umožňuje řešit stěžejní problémy ovlivňující zejména:

- a) provozní aspekty čerpadla,
- b) ekonomické aspekty čerpadla,
- c) provozní a ekonomické aspekty primárního okruhu.

U provozních aspektů čerpadla jsou to především otázky dynamiky soustrojí, zvýšení účinnosti soustrojí, minimalizace radiálních sil od hydraulické části a minimalizace dimenzí hydraulického řešení.

Z ekonomických aspektů je to zejména zmenšení rozměrů a stavební výšky čerpadla a snížení hmotnosti soustrojí motor - čerpadlo.

Kompaktnost konstrukce, zmenšení hydraulických prostorů, zejména tzv. mrtvých prostorů, na minimum a snížení požadavků na rovné úseky potrubí před a za čerpadlem příznivě ovlivňují uspořádání primárního okruhu a vedou ke snížení požadavků na dimenzi bezpečnostního systému. Aspektů provozních vlastností a ekonomie primárního okruhu se tak přímo dotýká koncepce řešení čerpadla, zejména otázka vstupu a výstupu z čerpadla.

Používané klasické řešení - axiální vstup do čerpadla, radiální, popř. tangenciální výstup, použitý i u tohoto řešení čerpadla a u srovnávací studie na obr. 3, nutně vyžaduje zařazení kolena do sací větve před vstup do čerpadla. Toto koleno dává nerovnoměrné

rozložení rychlostního profilu na vstupu do oběžného kola a tím negativně ovlivňuje chování rotoru čerpadla a celého čerpadla, což má za následek snížení jeho provozní spolehlivosti.

Snížení tohoto negativního vlivu keleny je možno dosáhnout pomocí uklidňovací mříže (za cenu zvýšených odporů systému), lopatkovým kolenem (technologicky velmi náročné řešení), popř. vložení delšího úseku rovného potrubí mezi koleno a vstup do čerpadla jako uklidňovací dráhy (zvětšení délky potrubí, zvětšení objemu chladiva v primárním okruhu, zvětšení celkové stavební výšky agregátu).

Na obr. 4 je uvedena studie řešení čerpadla, které tyto nevýhody nemá, je použito radiálního vstupu do čerpadla a axiálního výstupu, čímž se vylučuje nutnost použít koleno bezprostředně před vstupem do čerpadla, přičemž koleno na výstupu neovlivňuje chování rotoru čerpadla.

Všechny konstrukční prvky včetně hydraulické části jsou prakticky shodné jako na předchozím obrázku. Sekundárním efektem u tohoto řešení je zmenšení stavební výšky a hmotnosti čerpadla.

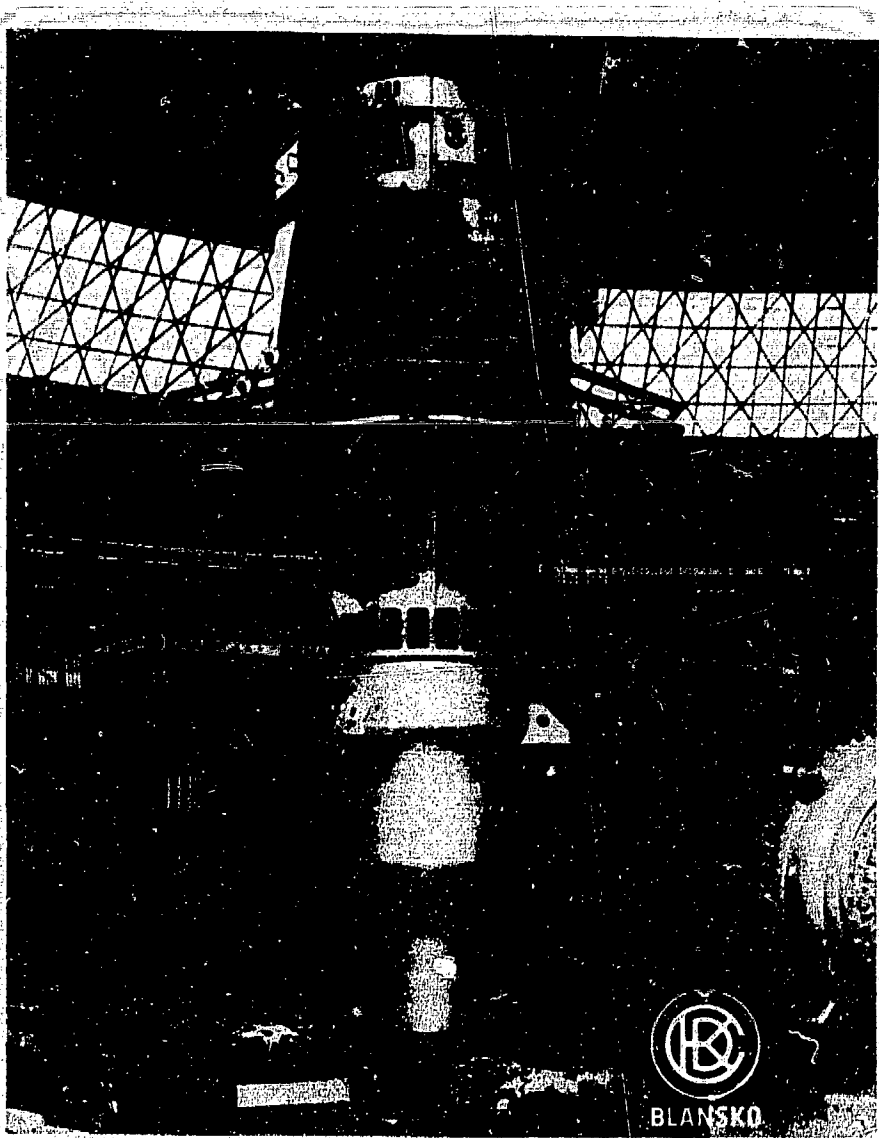
Možnost přechodu z klasického provedení utěšňovaného čerpadla na řešení integrální předpokládá především vyřešení provozně spolehlivého ucpávkového systému a dosažení stavu, kdy dílce čerpadla, podléhající intenzivnímu opotřebení (těsnící kruhy, vodicí ložisko, ucpávkový systém), mají přibližně stejnou životnost, minimálně 20 000 provozních hodin, tedy životnost porovnatelnou s životností náročných dílců motoru a ostatních částí primárního okruhu. U některých výrobců hlavních cirkulačních čerpadel již bylo tohoto stavu dosaženo a nepředpokládá se u nich samostatná výměna pouze ucpávkového systému.

Studie integrálního řešení hlavního cirkulačního čerpadla je uvedena na obr. 5. Jedná se v podstatě o monoblok motor - čerpadlo, kde na společný hřídel motoru a čerpadla jsou montovány části rotoru čerpadla ze spodní strany. Vstup je opět radiální, výstup axiální.

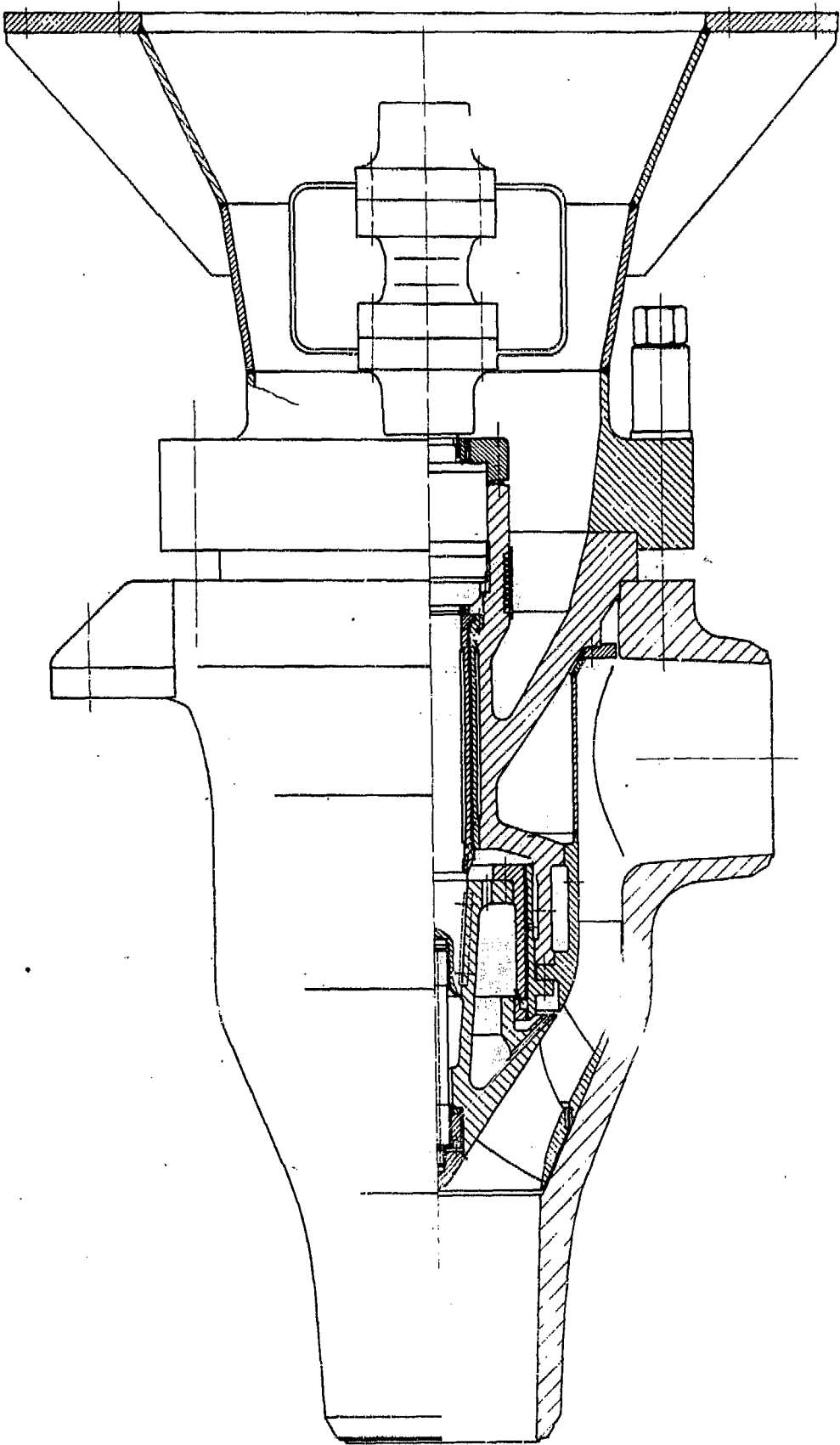
Z porovnání je zřejmé zmenšení stavební výšky agregátu hlavního cirkulačního čerpadla a snížení hmotnosti. Z provedených studií vyplývá, že například pro čerpadlo použitelné u jaderné teplárny Brno znamená integrální řešení zmenšení stavební výšky o cca 1,5 m (z 6,5 m na 5 m) a zmenšení hmotnosti o cca 25 % (z 35 t na 27 t).

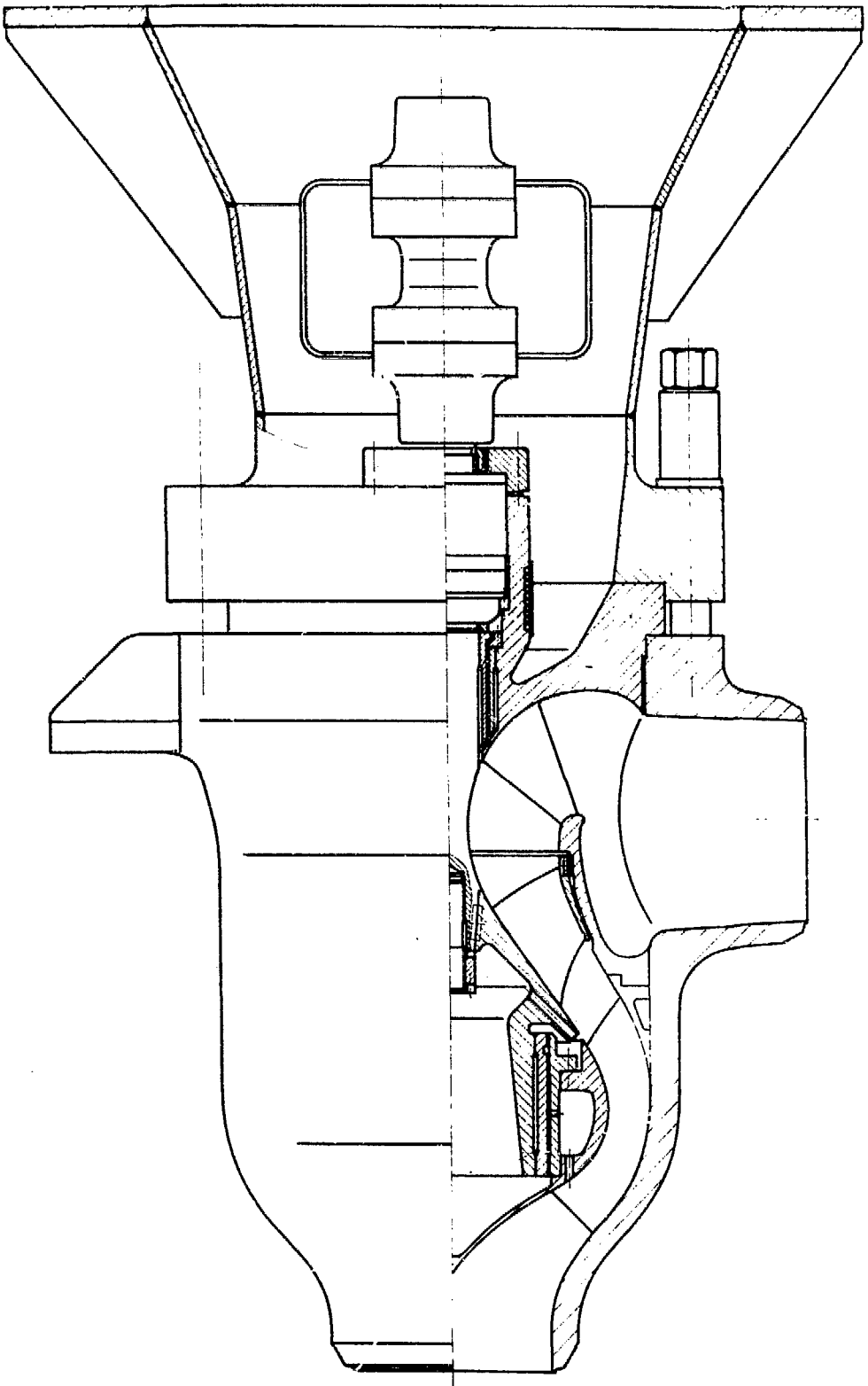
Integrální čerpadlo je tak po stránce stavební výšky srovnatelné s bezucpávkovým čerpadlem při zachování všech výhod utěšňovaného čerpadla. U primárního okruhu s reaktory VVER 440 je možno toto čerpadlo umístit do prostorů, uvažovaných pro bezucpávkové čerpadlo bez nutnosti náročných úprav primárního okruhu, zejména primárního potrubí.

Integrální řešení hlavního cirkulačního čerpadla, které je v současné době předmětem úvah předních výrobců hlavních cirkulačních čerpadel, je další cesta, kterou se bude vývoj hlavních cirkulačních čerpadel ubírat. Toto řešení bylo také bráno v úvahu již při návrhu prototypu našeho čerpadla, které v této fázi dokumentuje schopnost v relativně krátké době vyvinout a vyrobit tento náročný výrobek a komplexně jej připravit k resursním zkouškám.

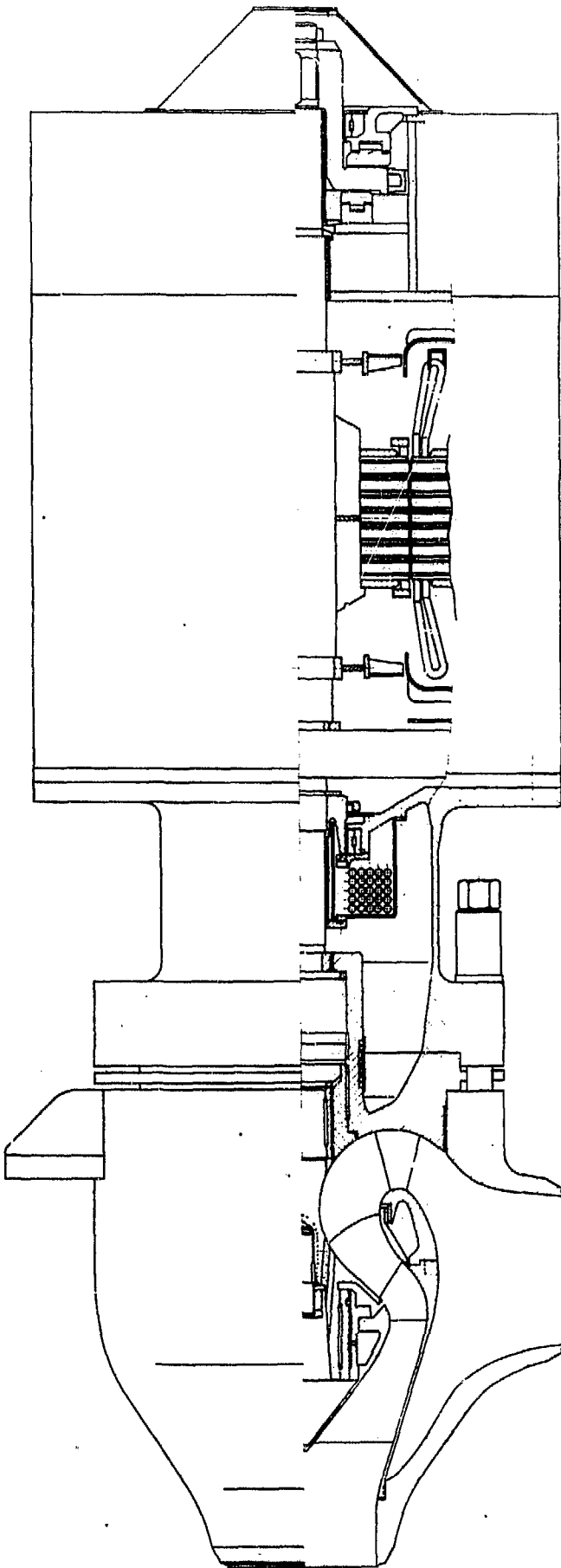


Obr. 1





0br. 4



11.
ZÁVĚRY - předseda sekce C

Přednesením referátů a diskusí byla uzavřena problematika sekce C. Z referátů a z diskusních příspěvků vplynuly závěry pro sekci C, s nimiž doufám budete souhlasit:

1. Pro vývoj palivoenergetické bilance v ČSSR je nezbytná orientace na jaderná paliva a po roce 1985 se musí zajistit veškerý přírůstek výkonů i proměnlivou částí zatížení. Ovlivní to i použití jaderných zdrojů tepla.
2. Vysoké investiční náklady na jaderné zařízení ve srovnání se zařízením na fosilní paliva vyžadují pro zásobování teplem co nejhospodárnější použití jaderné energie.
3. Ukazuje se možnost situování jaderných zařízení v blízkosti zásobovacích oblastí teplem, a tím se zvýší hospodárnost soustav s jadernými zdroji.
4. Použití jaderných zdrojů tepla pro zásobování je spojeno se zlepšováním životního prostředí.

Vážené soudružky a soudruzí, vážené dámy a pánové, milí hosté,

jednání naší konference se končí. Průběh konference lze dle mého názoru hodnotit takto:

1. Konference prokázala, že použití jaderných zdrojů pro teplofikaci měst je nejen možné, ale též nutné. Dokumentují to projekty ve velkém počtu států celého světa.

2. Lze považovat za prokázané, že otázky jaderné bezpečnosti při výstavbě a provozu JET v blízkosti hustého osídlení jsou řešitelné a že lze míru rizika snížit na úroveň společensky přijatelnou a dokonce ji snížit pod úroveň v řadě jiných oblastí společenské činnosti. Konečné řešení otázek jaderné bezpečnosti lze očekávat v příštích 2 - 3 letech.

3. Jsou zpracovány velmi přísné a promyšlené metody státního dozoru při zabezpečování jaderné bezpečnosti, a to od přípravy projektu, přes výrobu a výstavbu JE až po její provoz. Žádoucí bude hlubší mezinárodní výměna zkušeností při realizaci státního dozoru a při zpracovávání norem jaderné bezpečnosti a kritérií radiační ochrany při výstavbě a provozu JE a JET.

4. Projekční návrhy a studie JE a JET prokazují jejich vysokou ekonomičnost, i když vyžadují některá doplňková zařízení a opatření a také skutečnost, že jsou dnes i v nejbližší budoucnosti vlastně jedinými zdroji, které mohou řešit potřeby energií v centrech intenzivní společenské činnosti při současném zabezpečení norem čistoty životního prostředí.

5. Konference poukázala na nutnost řešení tzv. tepelného znečištění životního prostředí, které může vzniknout při nedostatečném využití odpadního tepla velkých centrál.

6. Použití ochranných obálek a kontejnmentů při výstavbě JE v hustém osídlení je nutné. Jejich vyřešení a klasifikace podle typů tak, aby zabezpečily možnost situování JET v blízkosti měst, lze očekávat v nejbližší době.

A nyní k našemu jednání v plénu. Velký počet účastníků konference od nás i ze zahraničí dokazuje aktuálnost problematiky řešené a posuzované na konferenci. Je poměrně málo konferencí, na níž by se tak význační pracovníci v takovém počtu sešli a svou stálou pozorností a účastí průběh konference aktivně sledovali. Proto mi dovoluňte vyslovit názor, že konference rozšířila naše poznatky v oblasti použití jaderných zdrojů též pro teplofikaci a umožní nám správně se orientovat v naší další práci.

Poděkování

1. Soudružkám a pracovníkům Domu techniky ČVTS v Brně, zvláště s. Pliskové.
2. Naším tlumočnickům a technikům, kteří zabezpečili techniku přenosovou i záznamy průběhu konference.
3. Všem pracovníkům přípravného i organizačního výboru konference, zvláště s. ing. Štefkovi, předsedovi organizačního výboru, s. ing. Hátlemu, vědeckému sekretáři konference a s. ing. Derianovi za dlouhodobou systematickou práci.
4. Předsedům sekcí za kvalifikované řízení našeho jednání v sekcích.
5. Organům ČVTS a SVTS za stálé sledování přípravy konference a pomoc při jejím zabezpečení.

Zvláštní dík patří primátoru města Brna s. ing. Vl. Štronerovi a jeho spolupracovníkům za vytvoření dobrých společenských podmínek pro uspořádání konference a jejich zájem o řešení problematiky.

6. Konečně Vám všem, přednášejícím, diskutujícím a ostatním účastníkům konference, děkuji za vytvoření všech společenských předpokladů pro dobré a tvůrčí klima naší konference.

Dovoľte, aby som vyslovil presvedčenie, že sa nám všetkým, špecialistom v náročnom odbore jadrovej energetiky, podarí v dobe čo najkratšie dořešiť väčšinu zbývajúcich problémov, nutných pre rýchlu realizáciu jadrových centráľ s odběrom tepla v hustých osídleniach a v ostatných priemyslových odvetvách.

Domnívam sa, že je našou povinnosťou voči spoločnosti pomôcť ve vytváraní optimálnych podmienok nejen pre zásobovanie našej činnosti energiami, ale zabezpečovať i dokonalou čistotu životného prostredia.

Pri konferencii sme navázali radu nových spoločenských vzťahov a priateľských kontaktov i so susedmi a priateľmi z PLR, NDR, MLR, DLR a Fínska. Táto medzinárodná spolupráca môže viesť k podstatne rýchlejšiemu rozvoju tohoto odboru a k získaniu istoty o správnej koncepcii i vedeckotechnických smeroch a riešení. Z priebehu konferencie je zrejmé, že bude žiaducim takové stretnutie špecialistov v budúcnosti opäť zorganizovať.

Vážené susedky a susedi, vážení páni, milí hostia, končím jednání našej medzinárodnej konferencie a přeji Vám všetkým veľa úspechov v práci, dobrou pohodu v živote a veľa zdravia. Vám, ktorí odjíždiate, přeji šťastnou cestu a za všetky účastníky konferencie "na shledanou".

