

Forskning

---

**Förstudie av strömningsinducerade  
laster på interndelar vid brott i  
huvudcirkulationskretsarna i BWR**

Jerzy Marcinkiewicz  
Anders Lindgren

December 2002

## **SKI – perspektiv**

Vid rörbrott på vattensidan i en kokarvattenreaktor uppstår relativt stora strömningsinducerade dynamiska krafter på reaktortankens tryckkärl och dess interndelar. Inom ramen för ett större utredningsuppdrag inom SKI gällande belastningar på reaktortankens interndelar har SKI initierad denna förstudie, vars syfte är att närmare studera arten av dessa dynamiska belastningar och kartlägga hur man inom industrin hanterat dessa vid konstruktionsberäkningarna av berörda komponenter. I förstudien ingår förutom en litteraturstudie med tanke på bland annat metoder och beräkningsprogram för att kunna bestämma denna typ av belastningar, även principiella diskussioner kring betydelsen av interaktionen mellan struktur och fluid. Tidigare har motsvarande problematik kring inre rörbrott i ångledningarna studerats. Såväl de förra som denna studie har genomförts vid Det Norske Veritas Nuclear Technology AB.

## **SKI:s syfte**

Som framgått ovan är syftet med denna förstudie att få ökad kunskap om denna typ av belastningar som uppstår vid ett rörbrott på vattensidan i en reaktor av BWR-typ samt att identifiera och värdera befintliga beräkningsmetoder. Vidare syftet med detta är att skapa underlag för att på sikt kunna bedöma huruvida applicerade laster på berörda komponenter i reaktorn är tillräckligt konservativa ur reaktorsäkerhetssynpunkt.

## **Resultat**

I förstudien har principiella studier av fysiken vid brott på vattensidan och de lastfenomen som uppstår efter rörbrottet genomförts. En av slutsatserna i utredningen är att denna typ av laster till sin natur är komplexa och i allmänhet även med dagens tillgängliga metoder och datorprogram svåra att bestämma fullständigt. Detta beroende bland annat på den svårdefinierade fäskfördelning mellan vattnet och ångan samt svårigheterna med att bestämma de initiella randvillkoren hos fluiden i vissa snitt som kan ha betydelse för lasternas varaktighet, amplitud och strukturens respons. I den inventerande delen av förstudien påpekas dock att det idag finns en del metoder och datorprogram som under vissa förenklade förhållanden, främst från två till enfasproblem hos fluiden, kan användas för att studera denna typ av lastfenomen. Det framgår av studien att ett antal studier inom den svenska kärnkraftsindustrin är under genomförande i detta syfte.

Av förstudien framgår också att stora satsningar genomfördes för att studera problematiken kring rörbrott i kärnkraftsanläggningar och av dessa orsakade belastningar på reaktortankens interndelar. De största satsningarna kan hänföras till perioden 70 - 80-tal då flera datorberäkningsprogram utvecklades och även storskaliga experiment genomfördes. Efter 1985 har endast sporadiska aktiviteter inom detta område rapporterats. Litteraturstudien visar vidare att de genomförda aktiviteterna gällde uteslutande reaktorer av PWR-typ. Ingen studie, varken teoretisk eller experimentell, som berörde rörbrott och belastningar på interndelar i en BWR har påträffats i den tillgängliga litteraturen.

## **Fortsatt verksamhet**

Det har konstaterats inom ramen för denna förstudie, liksom de tidigare gällande inre rörbrott på ångsidan, att man tidigare förbisettt inverkan av de tryckvågsrelaterade

belastningarna, vilka kan ha förhållandevis höga amplituder, vid dimensionering av reaktortankens interndelar. Vilka hållfasthetsmässiga konsekvenser detta innebär för interndelar är i det allmänna fallet svårbedömd. Detta eftersom inte bara strukturens känslighet, utan även interaktionen mellan struktur och fluid förefaller ha betydelse för strukturens hållfasthet. Därför behöver man vid bedömningar av interndelarnas hållfasthet beakta de tryckvågsrelaterade belastningarna.

I dagsläget bedöms fortsatta forsknings - och utredningsinsatser behövas för att få bättre grepp om vilka förenklingar som kan göras med dagens beräkningsmetoder för att mera riktigt bedöma lasterna vid rörbrott av det aktuella slaget. I förstudien reses upp ett antal frågor och förslag till fortsatta insatser lämnas.

### **Effekten på SKI:s verksamhet**

Delutredningen ingår, som framgått ovan, i ett mera omfattande deluppdrag kring belastningar på reaktortankens interndelar. En del frågor som har identifierats i denna delutredning bör utredas vidare.

### **Projektinformation**

SKI:s projekthandläggare: Gabriel Barslivo  
Projektnummer: 14.42-010651/01109

Andra SKI-projekt som rör interndelar är:

SKI rapport 00:12, Studier av strömningsinducerade dynamiska laster på interndelar vid inre ångledningsbrott i BWR, Jerzy Marcinkiewicz/DNV, Olof Björndahl/DNV

SKI rapport 01:22, Jämförelse mellan CFD och akustisk metod vid beräkning av strömningsinducerade laster i reaktortank vid simulerat ångledningsbrott i BWR, Jerzy Marcinkiewicz/DNV, Olof Björndahl/DNV

## Forskning

---

# **Förstudie av strömningsinducerade laster på interndelar vid brott i huvudcirkulationskretsarna i BWR**

Jerzy Marcinkiewicz  
Anders Lindgren

Det Norske Veritas Nuclear Technology AB  
Box 30234  
10425 Stockholm

December 2002

## Summary

Det Norske Veritas Nuclear Technology has performed a literature study of dynamic load on a BWR (Boiling Water Reactor) internals caused by a large pipe break. The Swedish Nuclear Power Inspectorate financed the work.

The goal of the study was to improve the knowledge about the physics of phenomena occurring in the RPV (Reactor Pressure Vessel) after pipe break in the main circulation system and also to make a review of calculation methods, models and computer programs including their capabilities when calculating the dynamic loads.

The report presents description of relevant parts of a BWR, initial and boundary conditions, and phenomena determining the loads - rapid depressurization and propagation of pressure wave (including none-equilibrium). Furthermore, the report generally describes possible methodologies for calculating the dynamic loads on internals after the pipe break and the experiences from calculations the dynamic loads with different methods (computer programs) including comparisons with experimental data. Fluid-Structure Interaction methodology and its importance for calculation of dynamic loads on reactor internals is discussed based on experimental data.

A very intensive research program for studying and calculating the dynamic loads on internals after pipe breaks has been performed in USA and Germany during the seventies and the eighties. Several computer programs have been developed and a number of large-scale experiments have been performed to calibrate the calculation methods. In spite of the fact that all experiments were performed for PWR several experiences should be valid also for BWR. These experiences, connected mainly to capabilities of computer programs calculating dynamic loads, are discussed in the report

## Sammanfattning

Det Norske Veritas har på uppdrag av Statens Kärnkraftinspektion genomfört en förstudie kring laster på reaktortryckkärl och dess interndelar efter rörbrott på vattensidan i en BWR. Huvudmål med utredningen var att öka kunskaperna om fysikaliska fenomen samt dynamiska strömningsinducerade laster på reaktortryckkärl och dess interndelar som kan uppstå vid rörbrott på vattensidan samt att öka kunskaperna om och erfarenhet av användning av olika beräkningsmetoder samt utröna vilka metoder och verktyg är lämpliga att användas vid granskning.

I den föreliggande rapporten presenteras resultat av denna förstudie som koncentreras kring konsekvenserna av brott vid en BWR's huvudcirkulationsstuts. Rapporten innehåller beskrivning av relevanta BWR delar, begynnelsevillkor, randvillkor samt händelser i reaktortanken efter rörbrottet (tryckvågspredning, snabb dekompression, ojämviktsfenomen mm). Vidare beskrivs beräkningspraxis vad gäller den termohydrauliska delen och beräkningsprogram inklusive validering och kalibrering av programmen och erfarenheter vilka har vunnits genom tillämpning av olika beräkningsmodeller. Resultat av litteraturstudie vad gäller metoder som finns för att beräkna strukturens responser efter vattenledningsbrott med hänsyn till FSI (Fluid-Structure Interaction) presenteras också.

Stora satsningar genomfördes för att studera problematiken kring rörbrott i kärnkraftsanläggningar och av dessa orsakade belastningar på reaktortankens interndelar. Satsningarna kulminerade under 1970- och 1980-talet då flera datorberäkningsprogram utvecklades och även storskaliga experiment genomfördes. Endast sporadiska aktiviteter inom detta område rapporteras efter 1985. De genomförda aktiviteterna var uteslutande inriktade mot PWR. Ingen studie, varken teoretisk eller experimentell, som berörde rörbrott och belastningar på interndelar i en BWR har påträffats.

Ett flertal datorprogram, i Sverige helt okända, har utvecklats för PWR-tillämpningar och kalibrerats mot experiment under denna period. Programmen kunde beräkna det termohydrauliska förloppet efter rörbrott med varierande detaljeringsgrad (även med hänsyn till ojämviktsfenomen). Flera av programmen kunde ta hänsyn till FSI (Fluid-Structure Interaction). En god överensstämmelse mellan beräknade (med FSI) och uppmätta spänningsnivåer har uppnåtts. Efter experimentell kalibrering av programmen har man skaffat insikten att en meningsfull beräkning av belastningar på interndelar efter rörbrott i en PWR inte kan genomföras utan att hänsyn tas till FSI. En del av dessa erfarenheter kan nyttjas vid beräkningar på BWR.

I Sverige har man vid framtagning av de ursprungliga belastningsunderlagen för BWR inte tagit hänsyn till tryckvågsrelaterade belastningar på interndelar efter rörbrott på vattensidan. De första beräkningarna som tog hänsyn till detta fenomen utfördes 1998 på Forsmark i samband med byte av härdgaller och moderatortank i Forsmark 1 och 2. De struktur-dynamiska beräkningarna genomfördes utan FSI.

Liknande beräkningar genomfördes senare av Oskarshamn, Westinghouse Atom samt Ringhals. Termohydrauliska beräkningar genomfördes huvudsakligen med RELAP5 men även CFD användes vid studierna. Detta skedde främst under de två/tre senaste

åren. Även FSI (Fluid-Structure Interacton) har börjat studeras och tillämpas genom nyttjande av ADINA tillsammans med ADINA/F. HDR-experimentresultat har framgångsrikt simulerats med ADINA-ADINA/F i ett av svenska kärnkraftverk samfinansierat projekt.

Det utförda arbetet ses i allmänhet som ett kunskapshöjande steg mot bättre förståelse av fysiken och beräkningsmetoderna samt bättre bedömning av existerande och kommande belastningsunderlag för reaktortryckkärl och dess interndelar.

## INNEHÅLLSFÖRTECKNING

<b>1</b>	<b>BAKGRUND</b> .....	<b>6</b>
<b>2</b>	<b>INLEDNING</b> .....	<b>7</b>
2.1	OMFATTNING AV FÖRSTUDIEN .....	7
2.2	RAPPORTENS INNEHÅLL, GRANSKARENS SYNVINKEL .....	7
<b>3</b>	<b>BESKRIVNING AV BWR-DESIGN</b> .....	<b>9</b>
<b>4</b>	<b>BESKRIVNING AV HÄNDELSEFÖRLOPP EFTER POSTULERADE RÖRBROTT I HC-KRETSEN</b> .....	<b>10</b>
4.1	ÖPPNINGSTIDEN .....	11
4.2	DEKOMPRESSIVSVÅG OCH BELASTNINGAR .....	11
<b>5</b>	<b>SPRIDNING AV EN DEKOMPRESSIVSVÅG I FALLSPALTEN, OJÄMVIKTSFENOMEN</b> .....	<b>12</b>
5.1	FÖRDRÖJNINGSTID OCH TRYCKUNDERSKOTT .....	13
5.2	EXPERIMENTELLA STUDIER AV SNABB DEKOMPRESSIVSVÅG .....	14
5.2.1	<i>Konsekvenser för det termohydrauliska förloppet</i> .....	14
5.2.2	<i>Konsekvenser med avseende på strukturens respons</i> .....	15
5.2.3	<i>Ojämviktstillstånd i fallspalten efter HC-rörbrott i en BWR</i> .....	15
<b>6.</b>	<b>BERÄKNINGSMETODER OCH BERÄKNINGSPROGRAM I SVENSKA KRAFTVERKS UNDERLAG</b> .....	<b>16</b>
<b>7</b>	<b>HDR-EXPERIMENTEN</b> .....	<b>17</b>
7.1	MÅL, PROVRIGG, GENOMFÖRANDE .....	17
7.2	INLEDANDE OCH EFTERFÖLJANDE BERÄKNINGAR .....	18
7.3	VIKTIGASTE SLUTSATSER FRÅN HDR-EXPERIMENTEN OCH BERÄKNINGAR .....	19
<b>8</b>	<b>FSI – EN ÖVERSIKT</b> .....	<b>20</b>
<b>9</b>	<b>HÄNDELSEFÖRLOPPET VID BROTT PÅ HC-KRETS</b> .....	<b>21</b>
<b>10</b>	<b>TEORETISK BETRÄKTELSE AV FSI</b> .....	<b>22</b>
<b>11</b>	<b>ANALYTISK LÖSNING AV FSI PÅ KONDENSATIONSBASSÄNG I BWR</b> .....	<b>23</b>
<b>12</b>	<b>METODER BASERADE PÅ FEM</b> .....	<b>24</b>
12.1	STRUKTURELL BERÄKNING MED ADDERAD VATTENMASSA .....	24
12.3	TRYCKBASERAD ANSATS FÖR FLUIDEN .....	25
12.4	POTENTIALBASERAD BESKRIVNING AV FLUIDEN .....	25
<b>13</b>	<b>ANDRA BERÄKNINGSMETODER</b> .....	<b>26</b>
<b>14</b>	<b>OLIKA BERÄKNINGSVERKTYG</b> .....	<b>26</b>
<b>15</b>	<b>UTFÖRDA FÖRSÖK/BENCH MARK</b> .....	<b>27</b>
<b>16</b>	<b>SLUTSATSER OCH KOMMENTARER</b> .....	<b>27</b>
<b>17</b>	<b>FRÅGOR OCH UTVECKLINGSFÖRSLAG</b> .....	<b>29</b>
<b>18</b>	<b>REFERENSER</b> .....	<b>31</b>



## 1 BAKGRUND

Under åren 2000 och 2001 genomförde DNV Nuclear Technology, som är av SWE-DAC ackrediterat kontrollorgan, på uppdrag av SKI en omfattande utredning, referens 26 och 27, gällande dynamiska laster på interndelar i en BWR efter ett postulerat ångledningsbrott. Utredningen bekräftade att den dekompressionsvåg som sprids i reaktortanken efter brottet kan utgöra en källa till betydande dynamiska belastningar. Under utredningen togs fram och validerades en alternativ beräkningsmetod för konservativa kvantitativa bedömningar av belastningarna i en BWR efter ångledningsbrott, referens 27. Vidare har den genomförda utredningen i allmänhet resulterat i ökad förståelse av fysiken och beräkningsmetoderna vid inre rörbrott samt lett till bättre underlag för bedömning av existerande och kommande belastningsunderlag för reaktortryckkärl och dess interndelar.

Säkerhetsanalys av alla svenska BWR förutsätter även analys av postulerade rörbrott på vattensidan. Stora brott på vattensidan befaras resultera i högre belastningar på interndelar än belastningar inducerade av ångledningsbrott. De dynamiska krafternas amplitud är proportionell mot diametern av det brutna röret. Äldre svenska kokvattenreaktorer är så kallade externpumpänläggningar vilket betyder att huvudcirkulationspumpar är anslutna till reaktortryckkärlet via rörledningar med relativt stora diametrar. Här är också frågor kring bidrag från interaktion mellan fluiden och strukturen troligen av större betydelse p g a vattnets mycket lägre kompressibilitet.

På samma sätt som för ångledningsbrott orsakas dynamiska belastningar på reaktortryckkärl och interndelar efter ett stort rörbrott på vattensidan av två faktorer. För det första bildas en dekompressionsvåg som breder ut sig och sveper genom det vattenfyllda utrymmet. För det andra utvecklas i de berörda områdena ett hastighetsfält som ger varierande fördelning av statiskt tryck och därmed obalanserade laster på interndelarna. De ursprungliga svenska beräkningarna av lasterna på interndelar efter rörbrott tar hänsyn endast till de sistnämnda belastningarna och bortser helt ifrån de tryckvågsrelaterade vilka kan ha förhållandevis höga amplituder. Vilka hållfasthetsmässiga konsekvenser för interndelar detta innebär är i allmänhet svårbedömt. Detta eftersom inte bara strukturens känslighet utan sannolikt även interaktionen mellan strukturen och fluiden kommer att ha betydelse för strukturens hållfasthet.

Analysen av dynamiska laster på interndelarna efter rörbrott på vattensidan försvåras av en mängd faktorer rörande först och främst begynnelsevillkor samt vattnets egenskaper och beteende. Före brottet förekommer områdesvis tvåfasströmning i reaktorn (ibland svårdefinierad) vilket påverkar vågutbredningshastigheter och följaktligen de dynamiska lasternas frekvens och amplitud. Risken finns att förångning och/eller kondensation utvecklas områdesvis efter det postulerade rörbrottet vilket ytterligare försvårar och komplicerar beräkning av de dynamiska lasterna. Förloppen är mycket snabba vilket betyder att så kallade icke-jämvikt (non-equilibrium) fenomen vid fasomvandlingar kan ha betydelse för utveckling av de dynamiska lasterna.

## 2 INLEDNING

### 2.1 Omfattning av förstudien

Med hänsyn till ovan nämnda genomfördes på uppdrag från SKI en förstudie kring problematiken med laster på reaktortryckkärl och dess interndelar efter rörbrott på vattensidan i en BWR.

I den föreliggande rapporten presenteras resultat av denna förstudie som koncentreras kring konsekvenserna av brott vid huvudcirkulationsstutsen. Utredningen omfattar två parallella spår:

- A. Ett termohydrauliskt spår som omfattar en litteraturstudie av fenomen knutna till rörbrott på vattensidan samt tänkbara konsekvenser. Olika beräkningsmetoder samt experimentella arbeten och dess betydelse för utveckling av kunskap och beräkningsmodeller studeras.
- B. Ett strukturdynamiskt spår - med stöd av litteraturen görs en studie av vilka metoder som finns för att beräkna strukturella responser vid brott på vattensidan inklusive frågor knutna till fluid-struktur interaktion.

Målet med utredningen är att:

- öka kunskaperna om fysikaliska fenomen samt dynamiska strömningsinducerade laster på reaktortryckkärl och dess interndelar som kan uppstå vid rörbrott på vattensidan,
- identifiera och värdera befintliga beräkningsmetoder för belastningar efter rörbrott på vattensidan som har använts vid konstruktion av reaktortryckkärl och dess interndelar. Belysa för- och nackdelar med användningen av olika metoder för beräkning av krafterna efter brottet på vattensidan.
- analysera möjligheter att använda strukturdynamiska beräkningar med fluid-struktur interaktion (kopplade) och utröna vilka verktyg som finns tillgå för att lösa problemen. Utredda skillnader mellan okopplade och kopplade strukturdynamiska analyser speciellt med avseende på krav på konservatism i de beräknade spänningarna.
- öka kunskaperna om och erfarenhet av användning av olika beräkningsmetoder samt utröna vilka metoder och verktyg är lämpliga att användas vid granskning.

### 2.2 Rapportens innehåll, granskarens synvinkel

Denna rapport är skriven av granskare och lyfter därför framförallt fram de frågor som direkt eller indirekt är kopplade till granskningsarbetets mål, det vill säga kontroll att föreskriftens krav, se SKIFS 2000:2 4 kap. 5§, referens 33, citat: ”Konstruktionen och utformningen skall vara utförd enligt väl beprövade konstruktionslösningar som har visats ge tillräckliga marginaler för att anordningarna skall kunna uppfylla grundläggande villkor för användning enligt 2 kap 1 ↓, första stycke”.

Svårigheten med denna kontroll är att det sällan finns säkra och exakta lösningsmetoder eftersom:

- det saknas fullständig kunskap om förloppet fysik efter rörbrottet. En del faktorer som kan påverka är okända samtidigt som inverkan av de kända parametrarna inte

kan kvantifieras till denna grad att förloppet kan simuleras matematiskt med en god överensstämmelse med verkligheten. Beräkningsingenjören eller skaparen av ett beräkningsverktyg är hänvisad till förenklade beräkningsmodeller samt ”ingenjörskbedömningar och ingenjörspraxis”. Man skulle förvänta sig att när dessa ord används så finns bakom en utredning eller ett experiment som på ett entydigt sätt underbygger bedömningen. Så är dock ofta inte fallet. I bästa fall brukar man kunna peka ut någon eller några enstaka experiment som i princip inte utgör ett allmänt bevis för bedömningens korrekthet.

- det saknas fullständig kunskap om begynnelsevillkor före rörbrott samt om initierande randvillkor dvs öppning av brottarea som funktion av tiden (här tillämpas 10 ms öppningstid baserad på ANSI/ANS, referens 4, om annat inte kan bevisas). Även begynnelse- och randvillkor kommer att diskuteras i rapporten.
- experimentellt underlag för rörbrott i BWR är inte tillgängligt för att eventuellt kunna hämta kunskap och stöd vid tolkning av beräkningsresultat (den omfattande litteratursökning som genomfördes inom projektet gav inga indikationer avseende rörbrott i BWR).

Alltså även om vi generellt kan beskriva fenomen och identifiera parametrar som dessa påverkas av är det omöjligt att med dagens kunskap kvantifiera inverkan av alla tänkbara parametrar. Därför kan de komplicerade fenomen knutna till termohydrauliskt genererade belastningar i många fall inte beräknas utan att vissa antaganden görs i beräkningsmodellerna. Frågan om dessa antaganden leder till att föreskriften uppfylls utgör kärnpunkten i många granskningsarbeten.

Även om kärnkraftindustrin och en del forskningsinstitut runt om i världen satsar på utveckling av kunskaper och beräkningsmetoder, är många frågor fortfarande inte besvarade. Denna slutsats kom vi fram till efter omfattande litteraturstudier. Vår insats var dock begränsad och kan ej betraktas som heltäckande. Vi hade inte tillgång till den del av information som skyddas av kommersiella intressen och därför kan inte uteslutas att det finns svar på en del av frågor som ställs i denna rapport.

I den föreliggande rapporten diskuteras den ovan och i allmänna termer presenterade förstudien som är relaterad till belastningar på interndelar efter postulerat rörbrott vid en svensk BWRs huvudcirkulationsstuts (så kallad ”large LOCA”). Rapporten omfattar följande:

1. Beskrivning av relevanta BWR delar, begynnelsevillkor, randvillkor samt händelser i reaktortanken efter rörbrottet samt kritisk diskussion.
2. Beskrivning av beräkningspraxis vad gäller den termohydrauliska delen och beräkningsprogram inklusive validering och kalibrering av programmen och slutsatser vilka kan dras när det gäller de eventuella tillämpningar av modellerna
3. Resultat av litteraturstudie vad gäller metoder som finns för att beräkna strukturens responser vid vattenledningsbrott.

Det utförda arbetet ses i allmänhet som ett kunskapshöjande steg mot bättre förståelse av fysiken och beräkningsmetoderna samt bättre bedömning av existerande och kommande belastningsunderlag för reaktortryckkärl och dess interndelar.

### 3 BESKRIVNING AV BWR-DESIGN

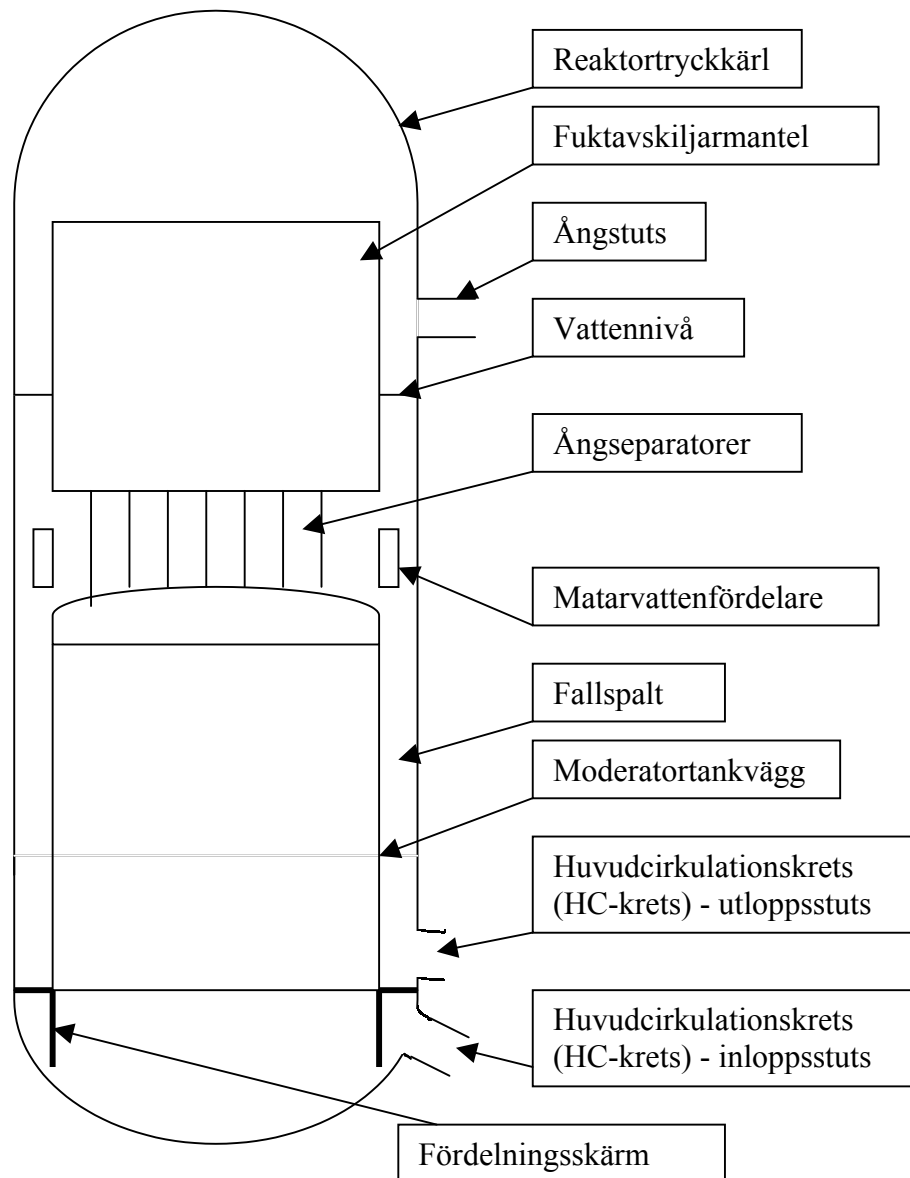
Alla BWR i Sverige är av ASEA Atom-design och är till en stor grad likformiga. De tidigast byggda reaktorerna (O1, R1, O2, B2) har externa huvudcirkulationspumpar (HC-pumpar), medan de senare byggda har försetts med interna HC-pumpar (F1, F2, F3 och O3).

När det gäller stora rörbrott på vattensidan är kokvattenreaktorer (BWR) med externa huvudcirkulationspumpar mest utsatta vad gäller dynamiska laster efter postulerade rörbrott. Med detta menas att dynamiska laster efter ett rörbrott vid en huvudcirkulationsstuts kan bli mycket stora. Därför utgör denna typ av reaktor grunden för fortsatta analyser. Reaktorns uppbyggnad visas schematiskt i Figur 1.

Vattnet cirkuleras runt i reaktorn av HC-pumpar. Från inloppet genom stutsar i tankbotten fördelas det något underkylda vattnet av en fördelningsskärm (se figur 1) och via en spalt mellan fördelningsskärmen och tankbotten kommer detta in i nedre delen av reaktortanken. Sedan fortsätter vattnet uppåt och kommer in i härdområdet där det delvis förångas. En tvåfasblandning passerar sedan ångseparatorer som står på moderatortanklocket. Separationen blir inte fullständig. Cirkulationsvatten (så kallad returvatten) som lämnar separatorerna och fortsätter mot matarvattenfördelare och fallspalten (se figur 1) innehåller fortfarande en viss mängd ångbubblor (så kallad ”carry-under” – CU). Även ånga som lämnar separatorerna och fortsätter uppåt innehåller en del vattendroppar (”carry-over”). Dessa separeras i fuktavskiljaren och nästan fuktfri ånga lämnar reaktortanken genom ångstutsar (figur 1). Parametrar i ångdomen är 70 bara och ca 286° C (mättad ånga). Vattennivån i reaktorn är konstant och ångflöde kompenseras med matarvatten som sprutas in i reaktorn via matarvattenfördelare. Matarvattnets temperatur är ca 180° C. Blandning mellan returvatten och matarvatten sker i området mitt emot fördelarna samt längre ner i fallspalten. Blandningen resulterar i att cirkulationsvattnet blir ca 10° C underkyllt innan det lämnar fallspalten genom HC-utloppsstutsar.

När rörbrott äger rum vid HC-stutsen bildas tryckvågor i reaktortankens vattenvolymer. För senare diskussioner kring utbredning av tryckvågorna är det viktigt att närmare analysera de områden där tvåfasflöde kan förekomma då även mycket små mängder av ångan i vattnet kan, på ett dramatiskt sätt, ändra förhållanden för spridning av tryckvågor. Tidigare nämndes att returvattnet från ångseparatorerna innehåller ångbubblor (CU). Om blandning med matarvatten hade fungerat perfekt hade alla ångbubblor sannolikt kondenserat i blandningsområdet mittemot och strax under matarvattenfördelaren eller i övre partier av fallspalten. Blandningen verkar dock inte vara perfekt. Exempelvis visar CFD beräkningar, [1a] att returvatten kan dras ganska långt ner i fallspalten utan att blandas med matarvattnet. Ångbubblorna dras med utan att kondensera. Detta skapar sannolikt en del områden (stråk) i fallspalten som innehåller en tvåfasblandning. Fallspalten innehåller alltså områden med både en och tvåfasströmning vilket kan påverka utbredning av tryckvågor.

I det välblandade HC-vattnet som pumpas in i reaktorn via inloppsstutsen (figur 1) finns med all sannolikhet inga bubblor kvar. Vattnet strömmar uppåt och in i härdområdet där ånga bildas.



Figur 1 Schematisk uppbyggnad av en BWR

#### 4 BESKRIVNING AV HÄNDELSEFÖRLOPP EFTER POSTULERADE RÖRBROTT I HC-KRETSEN

När ett giljotinbrott sker vid en HC-stuts genereras en dekompressionsvåg som sprider sig i reaktortanken samtidigt som tanken börjar tömmas på vatten. Fallet kallas LOCA i

litteraturen (Loss-of-Coolant Accident). En viktig del i LOCA analyser utgörs av beräkningar av massflöde genom den brustna stutsen. Sådana analyser finns beskrivna i referens 2 och 3. Dessa flöden är dock inte föremål för vårt intresse som först och främst gäller belastningar på interndelar orsakade av den tryckvåg som bildas vid rörbrottet.

#### 4.1 Öppningstiden

Tryckvågen påverkas av öppningstiden. Den mycket höga kraften  $F$  som pressar HC-rör ifrån stutsen (alldeles i början  $F = \text{tryck} \cdot \text{tvärsnittsarea}$ ) när en runtomgående, genomgående spricka längs omkretsen har bildats, gör att öppningstiden (tiden för brottarean att öka från 0 till den dubbla tvärsnittsarean vid brottställe) blir extremt kort. I referens 4 rekommenderas att öppningstiden sätts till 10 ms om den verkliga öppningstiden inte kan beräknas. Dessa 10 ms är allmänt accepterade i Sverige. Användning av referens 4 för bestämning av öppningstid rekommenderas även av SKI, referens 5. I Tyskland gäller dock annorlunda rekommendationer. Tyska "RSK- Leitlinien" (RSK=Reaktorsicherheitskommission), se referens 6, rekommenderar användning av 15 ms öppningstid för rör med diameter över 150 mm. Enligt information från tyska konsulter (som ofta anlitas av Svenska kraftbolag) accepterar TÜV (Technische Überwachungs-Verein) öppningstider på ovan nämnda 15 ms för rör med diameter över 150 mm och 5 ms för rördiametrar under 150 mm. Användning av öppningstid på 10 ms enligt ANSI/ANS eller på 15 ms enligt RSK kan påverka tryckvågens form och därmed belastningarna. Det som är problemet i detta sammanhang är att frågan om öppningstider inte alltid klargörs när Svenska kraftbolag beställer analyser hos Tyska konsultbolag som då, omedvetna, följer den Tyska praxisen. Även om i Sverige utfördes (och accepterades av DNV) en del konservativa beräkningar av öppningstider som pekar på värden högre än 15 millisekunder (för grova rörledningar) bör frågan om "regelmässiga" öppningstider tas hänsyn till vid upphandlingar eller klargöras i svenska rekommendationer för att underlätta granskningsarbetet.

Det bör även tilläggas att 10 eller 15 ms öppningstid leder till trycksänkingshastighet ("depressurisation rate") i svenska BWR på 700 MPa/s (0,007 Mbar/s) respektive 467 MPa/s (ca 0,005 Mbar/s). Beräkningarna visar dock att det mesta av trycksänkningen äger rum under ca en tredjedel av öppningstiden vilket ger trycksänkingshastigheter på ca 2100 resp. 1400 MPa/s.

#### 4.2 Dekompressionsvåg och belastningar

Dekompressionsvåg som bildas efter ett postulerat HC-giljotinbrott vid utloppstutsen sprider sig huvudsakligen i fallspalten och orsakar dynamiska laster på moderatortanken och locket, reaktortanken, matarvattenfördelare samt ångseparatorer. Belastningarna orsakas av att tryckvågen skapar tryckskillnader mellan moderator- och reaktortankens inre och yttre sidor. Att uttrycket "huvudsakligen i fallspalten" används beror på att en stor ökning av area finns vid moderatortanklockets övre kant och vid en sådan geometrisk ändring sker en mycket begränsad transmission av tryckvågen från fallspalten (se referens 3). Det mesta av tryckvågen reflekteras istället tillbaka in i fallspalten (mindre densitet av medium ovanför moderatortanklocket förstärker detta fenomen).

Dekompressionsvåg som bildas efter ett postulerat HC-giljotinbrott vid inloppstutsen sprider sig huvudsakligen i området mellan reaktortankväggen (gaveln) och fördel-

ningsskärmen (se figur 1) och orsakar dynamiska laster främst på fördelningsskärmen och reaktortanken. En kraftig strypning mellan fördelningsskärmens nedre kant och reaktortankväggen samt en kraftig areaökning i ”drivdonsrörområdet” nedströms strypningen gör att sannolikt endast en mindre del av tryckvågen lämnar området mellan reaktortankväggen (gaveln) och fördelningsskärmen. Därför kommer detta fall som bedöms som mindre intressant utelämnas och fortsatta diskussioner i den föreliggande rapporten koncentreras på dekompressionsvågor i fallspalten.

## 5 SPRIDNING AV EN DEKOMPRESSIONSVÅG I FALLSPALTEN, OJÄMVIKTSFENOMEN

I detta kapitel diskuteras hur tryckvågorna som utgör källa till dynamiska krafter sprider sig i fallspalten och vilka faktorer som kan påverka vågamplituden samt utbredningshastigheten och därmed de vågrelaterade krafternas varaktighet.

Om vi antar att fallspalten är fyllt med endast något underkyllt vatten och att strukturens väggar är oändligt styva kommer tryckvågen att spridas med ljudhastighet som för de i svenska BWR rådande förhållanden (ca 275° C och 70 bara) är ca 1000 m/s.

När hett, underkyllt vatten som befinner sig under högt tryck  $p_0$  utsätts för snabb dekompression kan det bli överhettat. Vattnet kan hamna i ett icke-jämvikt tillstånd, det vill säga trycket  $p$  kan, under en kort stund, sjunka under mättnadstrycket. Vi kallar detta ojämvikttillstånd. Skillnaden mellan mättnadstryck vid begynnelsestemperaturen  $p_{mätt}$  och det lägsta trycket  $p_{min}$  efter dekompressionen  $p_{mätt} - p_{min} = p_u$  kallas för ”pressure undershoot”. Vi kallar det tryckunderskott på svenska i fortsättningen. Först efter en viss tid uppstår en mycket snabb förångning (s.k. flashing) och trycket återhämtas. Den tid under vilken trycket ligger under mättnadstrycket kallas fördröjningstid eller relaxationstid. Orsaken till fenomenet är trögheten i en initieell tillväxt av kärnor (nuclei). Denna tillväxt påverkas först av mekanisk interaktion mellan faserna som acceleration, tryckkrafter och ytspänning och sedan av värmetransport till ångbubblans yta. För studier av ojämviktsfenomen samt kärnbildning (nucleation) och ångbubblers tillväxt se referens 7-11 och 13.

I de flesta fall börjar en ny fas bildas kring i vattnet upplösta eller dispergerade föroreningar, gaser, små ångbubblor samt på omslutande ytor som inte är perfekt vättade. Denna process benämns som heterogen kärnbildning. Eftersom ojämviktsfenomen kan reduceras av heterogen nucleation (här kan fördröjningstiden bli kortare och tryckunderskottet lägre än i rena vätskor) är det av yttersta vikt att eliminera alla möjligheter till en heterogen nucleation när experimentella studier av ojämviktsfenomen (metastability) genomförs (eller också ha en kontroll över dessa). Detta är dock mycket svårt att genomföra. Det bör påpekas att flera experiment beskrivna i litteraturen saknar ett klargörande vad gäller förekomst/omfattning av heterogen nukleation. Detta begränsar deras tillämpning men framförallt omöjliggör formulering av praktiska slutsatser som skulle kunna tillämpas vid analys av snabb dekompression i reaktormiljö. Vi kan dock konstatera att i en reaktormiljö måste förekomsten av heterogen nucleation vara i högsta grad sannolik.

I fall när vattnet är perfekt rent och inga omslutande ytor förekommer måste embryon av den nya fasen aktiveras/formas i vätskevolymen. För att embryon skall kunna växa

måste deras storlek överstiga ett kritiskt värde – en energinivå måste passeras. Processen kallas homogen kärnbildning.

## 5.1 Fördröjningstid och tryckunderskott

Den slutsats man kan dra baserat på referenser är att fördröjningstid, tryckunderskott och ångbubblors tillväxt påverkas i en mycket hög grad :

- A. Av vätskans egenskaper (termodynamiskt tillstånd, ytspänning, renhet, överhettningsgrad, närvaro av små gas- och ångbubblor) samt yttre faktorer som omgivande ytors renhet och egenskaper (ytråhet), turbulensnivå samt trycksänkingshastighet. Ett intressant försök att korrelera tryckunderskott även med hänsyn till heterogen nucleation presenteras i referens 19 där en ekvation presenteras som uttrycker tryckunderskott som funktion av heterogenitetsgrad och Gibbs-funktion, ytspänning, temperaturer, trycksänkingshastighet och molara specifika volymer för vattnet och ångan. En i referens 19 presenterad korrelation påstås gälla för kommersiellt tillverkade tryckkärl och rör. För reaktorvatten underkylt med 10° C kan tryckunderskott ligga kring ca 10 bar. Av referens 19 framgår också att maximala tryckunderskott kan förväntas i temperaturområde mellan ca 250° C och 310° C. Det har inte hittats någon generell teori som utan problemanpassat, experimentellt stöd är kapabel att prediktera tryckunderskott vid snabba trycksänkningar.

Vad gäller fördröjningstid rapporteras varierande experimentella värden. Fördröjningstiden kan delas upp i två delar. Den första består av en kraftig och mycket kortvarig tryckpik. Denna tryckpik relaxeras av en explosionsartad ångbildning i den överhettade fluiden. Efter det påbörjas den andra delen av fördröjningstiden - en relativt lång period av tryckåterhämtning upp till mättnadstrycket. Det bör understrykas att det är just denna tryckpik som är viktig för dynamiska laster och varaktigheten för denna (som i litteraturen redovisas uppta maximum 2 ms) bör inte förväxlas med den totala fördröjningstiden som innehåller även återhämtningsdelen.

- i referens 12 mäts varaktigheten för tryckpiken till ca 1 millisekund,
- i referens 21 redovisas uppmätta fördröjningstider för mättat vatten. Trycksänkingshastigheter anges inte, fördröjningstider ligger mellan ca 0,1 och 10 sekunder,
- i referens 20 (för mycket rent vatten och överhettningar mellan 5° och 28°C, inga absoluta temperaturnivåer anges) mäts tiden mellan tryckfallögonblicket och bildning av nuclei till mellan 4 och 8 ms,
- i referens 7 presenteras delvis uppmätta fördröjningstider vid låga överhettningar (1 till 2 K) som funktion av initial ånghalt. Turbulensen anges bidra till en stark reducering av fördröjningstiden (faktor 10). Fördröjningstider uppmätta i ett s.k. Moby-Dick experiment (lågt tryck) ligger mellan 50 och 1000 ms,
- i referens 22 konstateras avsaknad av en generell teori som utan problemanpassat, experimentellt stöd är kapabel att prediktera fördröjningstid vid snabba trycksänkningar. Konstaterandet verkar inte ha förlorat i aktualitet trots att referensen är från 1983.



- B. Tryckunderskott och fördröjningstid påverkas i en mycket hög grad av joniserande strålning (exempelvis neutroner) och joner i vattnet, referens 14 - 18. I referenserna konstateras att strålning/joner i mycket hög grad kan modifiera vattnets termodynamiska beteende och till och med helt neutralisera ojämviktsfenomen [18]. Bristande kontroll över jonhalten i vattnet anses kunna utgöra främsta orsak till att vissa experimentresultat inte följer teoretiska grunder (beräkningsmodeller).

## 5.2 Experimentella studier av snabb dekompression

Kunskaper om tryckvågors spridning samt tryckunderskott och fördröjningstid är väsentliga för korrekt analys och beräkningar av belastningar och strukturens respons efter postulerade rörbrott. Å ena sidan producerar tryckunderskottet högre belastningar, å andra sidan påverkas dessa också kraftigt av fördröjd fasomvandling som har betydelse för belastningarnas amplitud och frekvens. Tre viktiga generella frågor bör därför ställas vad gäller ojämviktsstillstånd i samband med postulerade rörbrott i BWR:

1. Vilka blir konsekvenserna för det termohydrauliska förloppet?
2. Vilka blir konsekvenserna med avseende på strukturens respons?
3. Kan ojämviktsstillstånd förekomma i fallspalten efter HC-rörbrott i en BWR?

### 5.2.1 Konsekvenser för det termohydrauliska förloppet

Vad beträffar denna fråga måste, till att börja med, understrykas att den dominerande orsaken till relativt stora forskningsinsatser under främst sextio- och sjuttioalet var behovet att närmare studera problematiken kring tryckvågsrelaterade laster och flashing efter postulerade rörbrott i PWR samt studier av massflöde genom det öppna snittet och reaktionskrafter (blowdown). En rad experiment utfördes omfattande studier av snabb dekompression i rör innehållande vatten i termodynamiskt tillstånd karakteristiskt för kärnkraftreaktorer. Även fördröjningstider undersöktes. Bland en hel rad experimentella arbeten kan följande nämnas där vissa innehåller även teoretiska modeller för beräkning av tryckförlopp/krafter.

- Zaker och Widerman, referens 12, utförde studier av snabb dekompression i ett rör med inre diameter på 2 tum (ca 50 mm) och längd 1,8 meter. Dekompressionen av det i röret inestängda stillastående vattnet åstadkoms genom att ett sprängbleck av glas krossades. Även höghastighetskamera användes för att studera fasomvandlingsprocessen (tyvärr endast en enda, ganska oläsbar bild, redovisas i rapporten). De trycksänkingshastigheter man kom fram till redovisas inte explicit. Endast en uppskattning kan göras baserad på att användning av sprängbleck av glas leder till öppningstider på ca 1 ms (referens 23). Trycksänkingshastigheten baserad på öppningstiden blir då mellan  $4,5 \cdot 10^3$  och  $6,5 \cdot 10^3$  MPa/s (d.v.s. ca 10 gånger snabbare än motsvarande vid rörbrott).
- Lienhard, referens 23, redovisar mätningar av tryckförlopp i ett rör försett med en supersnabb öppningsenhet som ger öppningstider på 0,1 millisekund och trycksänkingshastigheter baserade på öppningstiden  $2,0 \cdot 10^5$  MPa/s.
- Edwards, referens 24, genomförde mätningar av tryckförlopp i ett rör försett med ett sprängbleck av glas med öppningstider på ca 1 millisekund och trycksänkings-

hastigheter baserade på öppningstiden  $1,0 \cdot 10^4$  MPa/s. Fördröjningstiden i Edwards experiment ligger runt ca 1 ms.

- Bartak, referens 25, genomförde mätningar av tryckförlopp i ett horisontellt rör anslutet till ett tryckkärl med initierande trycksänkingshastigheter mellan  $1,0 \cdot 10^4$  och  $4,0 \cdot 10^4$  MPa/s. Fördröjningstiden i Bartaks experiment ligger mellan ca 1 och 2 ms. Även en beräkningsmodell för tryckunderskott presenteras. Bartak drar en del intressanta slutsatser. Bland annat att ett signifikant tryckunderskott uppstår i den aktuella experimentella uppställningen endast för begynnelsestemperaturer över 260 °C. Den snabba dekompressionen stoppas av en explosionsartad ångbildning i den överhettade fluiden (en tryckpik som varar under ca 2 ms). Efter det påbörjas en relativt lång period (10 till 100 ms) av tryckåterhämtning upp till mättnadsstrycket. Det bör understrykas att det är just denna tryckpik som är viktig för dynamiska laster och varaktigheten för tryckpiken bör inte förväxlas med den totala fördröjningstiden som innehåller även återhämtningsdelen. Som i referens 19 konstaterar Bartak att kärnbildning av ångbubblor kan beskrivas med hjälp av teori för homogen kärnbildning som dock skall korrigeras med empiriska koefficienter för att ta hänsyn till den mindre aktiveringsenergi som krävs av heterogen kärnbildning. Bartak konstaterar också att vattnets begynnelsestemperatur samt trycksänkingshastigheten utgör de två viktigaste parametrarna för tryckunderskottet.

Enligt de ovan sammanfattade forskningsinsatser kan ojämviktsfenomen orsaka en kortvarig tryckpik/kraftpik (varaktighet max. 2 ms) innan förångningsprocessen startas och trycket relaxeras.

### 5.2.2 *Konsekvenser med avseende på strukturens respons*

Vad gäller konsekvenser av tryckunderskott för strukturens respons kan inget klart och entydigt svar lämnas. Ingen analys av denna frågeställning har påträffats i litteraturen varken för interndelarna eller rörsystem. Den allmänt rådande uppfattningen är att på grund av kortvarigheten och liten energimängd i tryckunderskottspulsen har den ingen praktisk betydelse för strukturen – ingen analys som bekräftar denna ståndpunkt har dock påträffats i litteraturen. Det finns vissa experimentella resultat som bekräftar denna ståndpunkt men frågan är om dessa utgör en tillräcklig grund för generaliseringar. Vi återkommer till denna fråga senare vid diskussion av HDR-experiment, referens 28 och 29.

### 5.2.3 *Ojämviktstillstånd i fallspalten efter HC-rörbrott i en BWR*

Frågan om ojämviktstillstånd kan förekomma i fallspalten efter HC-rörbrott i en BWR är inte enkel att besvara. Vid varje enskilt fall bör förutsättningar för förekomsten av ojämvikt undersökas - först och främst om dekompressionsvågens amplitud överhuvudtaget kan leda till överhettning av cirkulationsvatten i fallspalten. En sådan undersökning har inte påträffats i litteraturen. Även om analyser visar att förutsättningar för förekomsten av tryckunderskott i fallspalten (höjer belastningarna) är uppfyllda och vi antar utmaningen att beräkna de av tryckvågorna genererade lasterna med hänsyn till ojämviktsfenomen återstår frågor som signalerades ovan. Vad blir fördröjningstiden och tryckunderskott i närvaro av små ångbubblor (områdesvis), strålning, väggar, turbulens? Inget beräkningsverktyg för BWR har påträffats i litteraturen som kan ta hänsyn till sådana detaljerade frågor på ett tillfredsställande sätt.

## 6. BERÄKNINGSMETODER OCH BERÄKNINGSPROGRAM I SVENSKA KRAFTVERKS UNDERLAG

Baserat på ovan nämnda påstående om tryckunderskottets låga energihalt och försumliga bidrag till spänningarna används fortfarande i stor utsträckning datorprogram som beräknar de termohydrauliska belastningarna endast baserat på modeller som inte tar hänsyn till ojämviktsfenomen. Det handlar först och främst om endimensionella nätverksprogram som i vissa fall kan användas som tvådimensionella (eller t.o.m tredimensionella) genom att ”rörceller” anges fysiska mått och kopplas i olika koordinat-riktningar. De i Sverige mest kända och använda, framförallt vid framtagning av belastningsunderlag för rör, är GOBLIN (Westinghouse Atom), ROLAST (Framatome ANP), DRAKO (KAE), RELAP5 och FLOWMASTER.

Det enda i Sverige tillgängliga beräkningsprogrammet med inbyggd modell för ojämviktsfenomen är RELAP5, referens 30. Modeller i programmet kan göras kvasi-tredimensionella genom att så kallade ”cross flow junctions” tillämpas. RELAP5 beräknar tryckunderskott enligt Alamgir-Lienhard korrelation, referens 19, 30. Fördröjningstid kalibrerades baserat på Edwards experiment, referens 24. Även om RELAP5 inte primärt är skapat för beräkningar av tryckvågsutbredning används det i Sverige för sådana beräkningar. Strömningsspecialister på svenska kärnkraftverk har signalerat en lyckad användning av RELAP5 för att simulera experiment av Edwards och Bartak, referens 24 respektive 25. Liknande erfarenheter har rapportens författare.

Även akustiska och potentialströmningsbaserade metoder samt CFD teknik kan användas för beräkning av tryckvågspredning i fallspalten. De två första metoderna begränsas dock till strikt enfas-strömning eller medium med väl definierat utbredningshastighet för tryckvågor. I sådana fall bör de fungera för vattnet lika väl som de konstaterats fungera för ångan, referens 26 och 27. Det finns även experiment och jämförelser med beräkningsmetoder baserade på icke-stationär potentialströmning som visar en bra överensstämmelse mellan experiment och beräkningar så länge inga fasomvandlingar förekommer, referens 31.

När det gäller CFD teknik så kan även fasomvandlingar klaras av. Det finns dock idag inga kommersiella CFD-program på marknaden som även skulle klarar ojämviktsfenomen. Nackdelen med CFD-tekniken är att den kräver stor datorkapacitet och långa beräkningstider samtidigt som den producerar enorma datamängder med lagringsproblem och tidskrävande ”postprocessing” som följd. Utveckling av hård- och mjukvara pågår dock och sannolikt inom en, förhoppningsvis inte alltför lång tid, blir det möjligt att med stor detaljrikedom (vilket är en av CFD’s stora fördelar) använda denna teknik för att studera följder av rörbrott i reaktortanken.

Som det nämndes i inledningen har det ursprungliga svenska belastningsunderlaget för BWR’s interndelar inte tagit hänsyn till de tryckvågsrelaterade lasterna varken på ång- eller vattensidan. Först 1998 har Forsmarks Kraftgrupp tagit hänsyn till dessa i samband med projekt som omfattade byte av moderatortank och härdgaller i Forsmark 1 och 2. Ett viktigt arbete utfördes då CFD-teknik samt RELAP5 användes för att ta fram belastningar på interndelar efter rörbrott (ångledning, matarvattenledning och ledning tillhörande kylsystem för avställd reaktor). De beräknade belastningarna tillämpades (och tillämpas oftast) på en styv struktur.

Liknande beräkningar av belastningar på interndelar efter rörbrott utfördes senare också av Oskarshamn Kraftgrupp, Westinghouse Atom samt Vattenfall Ringhals. Beräkningarna genomfördes huvudsakligen med RELAP5 men även CFD användes vid studierna. Detta skedde främst under de två/tre senaste åren. Även FSI (Fluid-Structure Interacton) har börjat studeras och tillämpas genom nyttjande av ADINA tillsammans med ADINA/F, referens 32. Vattenfall Ringhals har även genomfört studier av tryckvågsutbredning i fallspalten med hjälp av både RELAP5 och endast ADINA/F (det vill säga 3D CFD – instationär potentialströmning) och påvisat bra överensstämmelse mellan de med olika metoder beräknade belastningarna. De genomförda beräkningarna förutsåg enfasströmning i fallspalten.

Detta antagande om enfasströmning har sannolikt betydelse för beräkningsresultatet. Förloppet är mycket kort – tar högst 0,5s. Vi vet att i verkligheten kommer en del av carry-under (små ångbubblor) att områdesvis strömma in i fallspalten och lokalt ändra vågutbredningshastigheten. Kanske blir vattnet också lokalt, periodvis överhettat – vi vet inte hur det kommer att svara (eventuella ojämviktsfenomen?). Ovanpå detta tillkommer FSI fenomen. Ingen övertygande, generell analys som förklarar inverkan av dessa fenomen på interna delars belastningar i en BWR har hittats i litteraturen. Inte heller har något experiment i BWR-miljö hittats som skulle kunna möjliggöra och underbygga en sådan analys.

Det bör även påpekas att det inte betyder att sådana analyser inte genomförts. En viss del av utvecklingsverksamhet skyddas av kommersiella intressen och en del är svåra att hitta.

Det finns dock en del experiment och beräkningsarbeten som utfördes för PWR (Pressurised Water Reactors) vars slutsatser bör gälla även för BWR och ge oss en uppfattning om beräkningsmetoders kapacitet avseende belastningar och strukturens respons. De mest omfattande genomfördes i Karlsruhe (HDR-försök) i början på 1980-talet, referens 28 och 29. Experimenten föregicks och efterföljdes av en serie av flera beräkningar med olika beräkningsprogram. Inget lika omfattande och grundligt arbete har avrapporterats i den öppna litteraturen före och efter detta. Eftersom många intressanta slutsatser har framkommit sammanfattas dessa i nästa kapitel.

## **7 HDR-EXPERIMENTEN**

I följande tre kapitel beskrivs kort HDR-experimenten (**HeissDampfReaktor**) och dess viktigaste slutsatser som kan ha betydelse för beräkningar av liknande fenomen i en BWR. För djupare studier hänvisas till referens 28 och 29.

### **7.1 Mål, provrigg, genomförande**

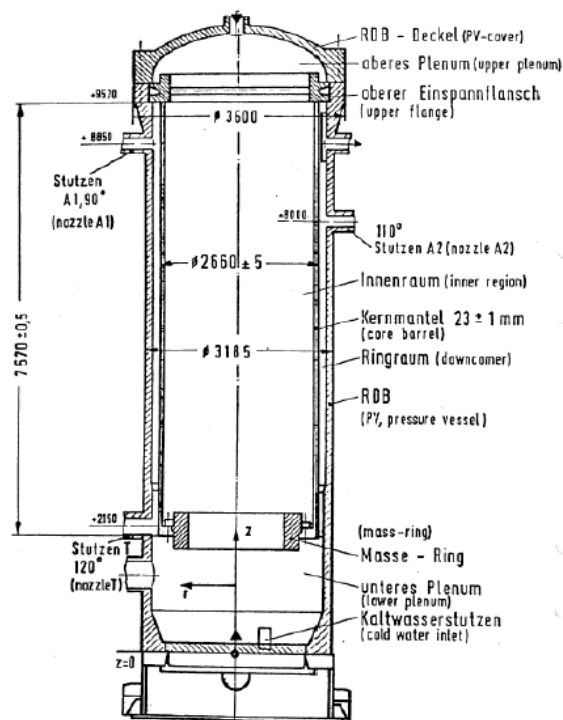
Målsättning med HDR-experimenten var:

- att studera tryckförlopp och strukturens respons efter rörbrott,
- att beräkna strukturens respons och testa olika beräkningsprogram,
- att testa inverkan på beräkningsresultat av så kallade vedertagna förenklingar som att lägga laster på en styv struktur och beräkna med/utan hänsyn till ojämviktsfenomen.

En provrigg byggdes bestående av en stor vertikal reaktortank innehållande, se figur 2, en vek cylinder (moderatortank), hängande i reaktortankens övre fläns. Cylinders nedre kant belastades med en stor tung ring. Vattengenomströmning genom reaktortanken simulerades. Rörbrott genererades vid en stuts liggande ca 800 mm under den övre flänsen. Öppningstiden var ca 1 millisekund. En tryckvåg genererades som spred sig neråt i fallspalten och så småningom nådde hela volymen. Inre cylindern och reaktortankväggen var försedda med ett antal omsorgsfullt kalibrerade snabba temperatur-, tryck- och töjningsgivare. Man lade även stor vikt vid resultatens repeterbarhet. Uppmätta temperaturer, tryck och spänningar användes sedan vid verifiering av beräkningsresultat.

## 7.2 Inledande och efterföljande beräkningar

Innan mätningarna påbörjades genomfördes omfattande beräkningar med tio olika datorberäkningsprogram, se tabell 1 nedan, hämtad ur referens 29. Beräkningsresultat jämfördes sedan med mätningarna och slutsatser formulerades. Vid behov genomfördes nya beräkningar och ”tuning” av empiriska koefficienter i ekvationerna genomfördes för att få bättre överensstämmelse med experimenten.



Figur 2 Reaktortryckkärl i HDR-experimentet (se referens 28).

Tabell 1. Deltagande institutioner och datorberäkningsprogram

Program	Institution	Anmärkningar
<b>2D/3D Fluid-Structure Models</b>		
FLEXWALL	KWU	Fluid-structure coupled
K-FIX (3D,FLX)	LASL(NRC)	
STEALTH-WHAMSE 3D	EPRI	
FLUX	KIK/IRE	Coupled/decoupled
<b>Network Fluid-structure Models</b>		
DAISY	GRS	Fluid-structure coupled
MULTIFLEX	Westinghouse	
<b>Fluid models only</b>		
DRIX-2D	KfK-IRE	Fluid-nozzle
DAPSY	GRS	Fluid decoupled
FLUST-2D	KfK-IRE	
LECK	KWU	

### 7.3 Viktigaste slutsatser från HDR-experimenten och beräkningar

Flera slutsatser formuleras i referens 28 och 29. De viktigaste som också bör gälla för BWR citeras och kommenteras nedan:

#### Experiment

1. Maximal belastning av ”moderator tanken” uppträder under den underkylda fasen av förloppet (under de första 100 ms efter ”brottet”).
2. Belastningarna på ”moderator tanken” ökar när underkylningen ökar samt när brottstutsens längd reduceras.
3. ”Moderator tankens” väggar rör sig relativt litet även vid stora dynamiska belastningar.
4. Väsentlig reduktion av ”moderator tankens” belastningar och deformationer orsakas av mycket effektiv FSI.
5. Ett tydlig tryckunderskott kunde mätas med varaktighet på ca 5 millisekunder.

#### Beräkningar

1. Mätresultat kan tolkas och efterliknas endast med hjälp av beräkningsprogram som kan ta hänsyn till FSI. Utan FSI kunde ingen överensstämmelse mellan mät- och beräkningsresultat åstadkommas. Tredimensionell koppling mellan strukturen och fluiden visade sig inte leda till någon väsentlig förbättring av beräkningsresultat i

jämförelse med den tvådimensionella. Okopplade analyser resulterade i amplituder och frekvenser som var ca två gånger högre än motsvarande uppmätta.

2. Generellt (med undantag för ett antal större avvikelser under inledande beräkningarna) har en mycket god överensstämmelse uppnåtts mellan experimenten och beräkningarna. Det är anmärkningsvärt med tanke på experimentens pionjära karaktär samt faktum att nästan alla beräkningsprogram befann sig under utvecklingsfasen.
3. Under inledande beräkningar producerade multidimensionella koder mycket bättre resultat än nätverkskoder. Efter publicering av mätresultat var kompetensutveckling bland beräkningsingenjörer som arbetade med nätverksprogram mera intensiv än hos de som arbetade med multidimensionella koder. Det resulterade i att skillnader mellan resultat producerade av dessa två grupper av koder blev minimala under ”post-test” beräkningar.
4. Program med ojämviktsmodeller gav bättre överensstämmelse mellan beräknade och uppmätta tryckförlopp. Däremot, vad gäller spänningar beräknade i ”moderatorntanken”, tycks användning av ojämviktsmodeller vara ganska oväsentlig förutsatt att massflöde ut ur stutsen är korrekt modellerat. Bra överensstämmelse mellan uppmätta och beräknade spänningar hade kunnat åstadkommas med fluiddelen modellerad på ett mycket enkelt sätt - som enfas potentialströmning.
5. Att exakt beräkna utflöde genom stutsen utgör inget mått på kvalitet i beräkningar av andra storheter i reaktortanken.

Det bör understrykas att alla slutsatser ovan gäller endast för HDR-försöksanläggning som konstruerades för att särskilt exponera FSI. I verkliga reaktorer är moderatorntankväggarna styvare vilket kommer att försvaga FSI-effekter.

Vilka av dessa slutsatser kan gälla för BWR? Sannolikt alla om man förutsätter att enfasströmning råder i de berörda områden. Så är det sannolikt vad gäller rörbrott på HC-kretsens trycksida. Kan ett sådant antagande göras för brott i HC-kretsens sugside? Kan man påvisa att den carry-under som kommer in i fallspalten endast har mindre betydelse för spänningar som exciteras av tryckvågor? Dessa frågor bör besvaras om resultat från datorprogram, som framgångsrikt verifierats m. h. a. HDR-resultat, skall anses vara tillförlitliga även för beräkning av belastningar på interndelar efter rörbrott på vattensidan i en BWR.

I nästföljande kapitel görs en översikt av FSI metoder. Vad gäller den praktiska tillämpningen av FSI på rörbrottsrelaterade belastningar rekommenderas även studier av ovan nämnda referenser 28 och 29.

## 8 FSI – EN ÖVERSIKT

Vid brott på vattensidan har interaktionen mellan strukturen och vattnet/ångblandningen stor betydelse. Brott på ångsidan är inte särskilt omskrivet i litteraturen. Brott på vattensidan är dock ganska väl dokumenterat. Det visar sig dock vid en närmare studie att merparten av litteraturen behandlar reaktorer av typen PWR och inte BWR som vi är mest intresserade av. Den litteratur som finns ger dock en hel del information om problemställningarna. Man skall dock när man läser detta ha i åtanke att det mestadels behandlar reaktorer av typen PWR.

I referens 34 och 35 finns dels en historisk sammanfattning men också en översikt av FSI inom kärnkraftsindustrin. De första grunderna inom området fluid-struktur interaktion kan dateras tillbaka till 1843 då Stokes studerade accelererande oändliga cylindrar i en oändlig fluid. Han konstaterade att effekten som fluiden hade på cylindrarnas dynamiska beteende kunde simuleras med att cylindrarnas massa ökades med samma massa som den av cylindern undanträngda vattenmassan. Forskning inom modern fluid-struktur interaktion började på 1950-talet men bedrevs då inom rymdindustrin. Det handlade om vätskefyllda tankar i rymdfarkoster. De tidigaste studierna som direkt rör kärnkraftsapplikationer härrör från mitten av 1960-talet. Fritz och Kiss studerade vickande koaxiala cylindrar. Strukturen beskrevs ännu som stel. En av de tidigaste artiklarna som behandlar dynamiken hos kopplade koaxiala cylindrar skrevs av Krajcinovic 1974. Här är cylindrarna beskrivna som elastiska.

Vid en litteraturstudie av området visar det sig att mycket hände kring 1980. Det handlade om försök, nya teorier och nya programvaror. En uppdelning av fluid-strukturinteraktion i stark respektive svag koppling görs av M. K. Au-Yang m.fl., referens 35. Med stark koppling menas här att det infallande och reflekterade trycket ej går att superponera. Fluiden kan tillåtas ha stora rörelser. Med infallande tryck menas den del av trycket som kommer från rörbrottet. Med reflekterat tryck menas den del av trycket som kommer från strukturens väggar. Med svag koppling menas att infallande och reflekterat tryck går att superponera. Tryckfluktuationerna är i detta fallet små och man säger att man har tryckperturbationer. Svagt kopplad fluid-struktur interaktion delas in i två fall. Det första där fluidbeskrivningen prioriteras och den andra där strukturbeskrivningen prioriteras. De olika fallen av svag koppling löses på lite olika sätt. Vilket fall som skall användas beror till stor del på vilket problem som skall lösas. Om problemet t.ex. innehåller tvåfasströmning så väljs fallet där fluidbeskrivningen prioriteras. För fallet att strukturbeskrivningen prioriteras finns specialfall som gör att problemet blir mycket lätt att lösa som t.ex. fallet då vätskan betraktas som inkompressibel.

## **9 HÄNDELSEFÖRLOPPET VID BROTT PÅ HC-KRETS**

I denna beskrivning av ett rörbrott på en HC-krets hålls fokus på den struktur-dynamiska delen. Förloppet delas in i två delar som verkar samtidigt. Den ena delen är den del som beror på en steglaster på den brutna röränden. Den andra delen beror på tidsberoende tryckvariationer som verkar på alla våta ytor i reaktortanken och dess interna delar.

Då röret går av utsätts röränden för en steglaster. Vad som händer är att det initialt finns dragspänningar i röret som balanserar det interna trycket i rörledningen. Då röret går av vid ett giljotinbrott försvinner dragspänningarna i det brutna röret. Resultatet blir att röränden utsätts för en steglaster riktad mot reaktortanken (egentligen är det ju en dragkraft som försvinner). Enligt referens 4 skall en runtomgående spricka antas bildas under 1 millisekunds vilket betyder att steglaster, som är lika med trycket multiplicerat med rörets tvärsnittsarea, uppstår under denna korta tidsperiod. Den uppkomna steglaster leder till att reaktortanken och dess interna delar börjar svänga varvid strukturen utsätts för spänningar. Då strukturen som är i kontakt med vattnet i reaktortanken vibrerar återförs vibrationer till vattnet och ger där upphov till tryckvågor, FSI. Denna tryckvåg är en del av den reflekterande vågen som faller in i vattnet från strukturen.



Händelseförloppet på vattensidan beskrivs i detalj i kapitel 4 ovan. Här nöjer vi oss med en kort beskrivning då vi här fokuserar på händelseförloppet ur strukturdynamisk synpunkt. Då röret går av uppstår en undertrycksvåg som utbreder sig i vattnet in i reaktortanken. Denna tryckvåg kallas infallande våg. Den infallande vågen tillsammans med reflekterande vågor ger upphov till tidsvarierade tryckklaster på de våta ytorna i reaktortanken och reaktorns interna delar. Det kan påpekas att vågutbredningen i vattnet är beroende på vattnets tillstånd. Vattnets tillstånd varierar under det studerade förloppet och beror bl.a. på tryck, temperatur, mängden föroreningar i vattnet, tvåfasströmning mm. De tidsvarierande tryckklasterna leder till att reaktortank och interna delar börjar svänga och ge upphov till spänningar i strukturen. Då strukturen vibrerar leder detta till att vattnet som är i beröring med den vibrerande strukturen utsätts för tryckvågor. Dessa tryckvågor räknas till reflekterade tryckvågor.

Spänningarna i strukturen som beror på rörbrottet är en kombination av ovanstående delhändelser. Då infallande vågor och reflekterande vågor interfererar med varandra kan man inte säkert säga att största spänningarna uppstår då infallande våg exciterar strukturen. Man kan dock säga att de vibrationsinducerade spänningarna avtar med tiden. Detta beror på att energin förloras i vattnet och i strukturen p.g.a. dämpning. Dämpningen i strukturen kan vara intern materialdämpning och randdämpning. Den interna dämpningen beror på effekter på atomär och molekylär nivå i materialet. Randdämpningen beror t.ex. på friktion mellan glidande ytor eller att strukturvibrationer övergår till tryckvågor i omgivande fluid.

## 10 TEORETISK BETRÄKTELSE AV FSI

I detta kapitel skall vi studera de metoder som används för att räkna på FSI. För att kunna förklara FSI väljer vi att studera ekvationer för struktur och fluid. I detta fall betraktar vi fluiden med en akustisk ansats. Detta innebär en rad förenklingar men denna formulering får tjäna som grund i denna diskussion.

Fluiden betraktas som en akustisk fluid som är icke viskös med följande tillståndsekvation:

$$\nabla^2 p - \frac{1}{c_f^2} \cdot \frac{\partial^2 p}{\partial t^2} = 0 \quad (1)$$

För den strukturella delen används följande ekvation:

$$m \cdot \frac{\partial^2 x}{\partial t^2} + c \cdot \frac{\partial x}{\partial t} + k \cdot x = f \quad (2)$$

Ekvation 1 kan skrivas om till en FEM-formulering och ser då ut på följande sätt:

$$[M_f] \{\ddot{p}\} + [K_f] \{p\} = \{f_f\} \quad (3)$$

och strukturekvationen blir

$$[M_s] \{\ddot{x}\} + [C_s] \{\dot{x}\} + [K_s] \{x\} = \{f_s\} \quad (4)$$

Dessa ekvationer kan kombineras till ett kopplat system

$$\begin{bmatrix} M_s & 0 \\ -R^T & M_f \end{bmatrix} \begin{Bmatrix} \ddot{x} \\ \ddot{p} \end{Bmatrix} + \begin{bmatrix} C_s & 0 \\ 0 & 0 \end{bmatrix} \begin{Bmatrix} \dot{x} \\ \dot{p} \end{Bmatrix} + \begin{bmatrix} K_s & R \\ 0 & K_f \end{bmatrix} \begin{Bmatrix} x \\ p \end{Bmatrix} = \begin{Bmatrix} f_s \\ f_f \end{Bmatrix} \quad (5)$$

Där R är kopplingstermer som binder samman strukturens rörelse i kopplingsytans normalriktning verkande som en akustisk källa och fluidens tryck verkande som en last på strukturen.

Ekvation (5) kan skrivas om i frekvensdomänen och blir då:

$$\begin{cases} ([K_s] + i\omega[C_s] - \omega^2[M_s])\{x\} = \{f_s\} - [R]\{p\} \\ ([K_f] - \omega^2[M_f])\{p\} = \{f_f\} - \omega^2[R]^T\{x\} \end{cases} \quad (6)$$

Vi eliminerar trycket ur ekvation (6) och får

$$\{p\} = ([K_f] - \omega^2[M_f])^{-1} \{f_f\} - \omega^2([K_f] - \omega^2[M_f])^{-1} [R]^T \{x\} \quad (7)$$

Denna ekvation kan delas in i två delar. Den första delen,  $p_i$ , representerar den infallande vågen

$$p_i = ([K_f] - \omega^2[M_f])^{-1} \{f_f\} \quad (8)$$

och den andra delen,  $p_r$ , den reflekterande vågen

$$p_r = -\omega^2([K_f] - \omega^2[M_f])^{-1} [R]^T \{x\} \quad (9)$$

## 11 ANALYTISK LÖSNING AV FSI PÅ KONDENSATIONSBASSÄNG I BWR.

Vid beräkning av FSI finns flera metoder som man kan använda sig av. I referens 37 beskrivs en analytisk metod att beräkna strukturella responser på reaktorinneslutningen vid LOCA. Denna metod tar hänsyn till FSI. Artikeln ansluter inte helt till detta projekt då metoden är framtagen för att räkna på FSI i en reaktorinneslutning av MARK II-typ vid brott på ångledning i reaktorinneslutningen, LOCA. I artikeln härleds ekvationerna som behövs för beräkningarna.

Med denna metod kan man räkna fram responser i ett cylindriskt skal som är delvis fyllt invändigt. Lasten är ansatt som en tryckvariation på cylinderns våta yta. I denna metod beräknar eller mäter man cylinderskalets egenmoder, egenfrekvenser samt motsvarande dämpningar. Därefter kan man uttrycka skalets förskjutning som en summation av skalets egenmoder. Tryckvariationerna i vattenvolymen kan också beräknas med denna

metod. Den matematiska modellen för vatten är samma som ekvation (1), dvs. en akustisk modell.

I referens 37 utförs en exempelberäkning där beräkningsresultat jämförs med experimentella resultat. Experimentet är gjort på en 20° sektion av en reaktorinneslutning. Det valda belastningsfallet är chugging. Chugging är ett av de fenomen som uppstår vid nedblåsning av ånga i kondensationsbassängen pga ett ångledningsbrott. Förloppet karakteriseras av en serie tryckpulser som uppstår när ångbubblorna vid nedblåsningens mynningar kollapsar. Dessa tryckpulser fortplantas genom kondensationsbassängen ut i strukturen (reaktorinneslutningen). Jämförelsen visar på hygglig överensstämmelse mellan beräkning och mätning. Denna metod lämpar sig för enkla geometrier och beräkningar där man endast är ute efter en grov uppskattning av vibrationsnivåerna.

## **12 METODER BASERADE PÅ FEM**

FEM har blivit en de facto-standard när det gäller strukturella beräkningar. I detta kapitel skall vi gå igenom olika metoder att hantera FSI då FEM används. Sättet att hantera strukturen är lika för samtliga fall. Det som skiljer de olika metoderna åt är sättet att behandla fluiden.

### **12.1 Strukturell beräkning med adderad vattenmassa**

Den enklaste metoden att ta hänsyn till FSI är att addera en massa till de strukturdelar som är i kontakt med fluiden. Massan skall representera den medsvängande delen av fluiden. För att kunna göra dessa antaganden krävs att fluiden betraktas som inkompressibel eller att man endast studerar lågfrekventa fenomen. Med lågfrekventa menas i detta fall att frekvenser av intresse skall vara mycket mindre än första resonansfrekvensen i fluiden. Tryckfördelningen beräknas i detta fall först med t.ex. RELAP 5. Hur adderad vattenmassa skall beräknas kan studeras i referens 36. Denna metod innebär en förenkling och kan endast användas i enklare fall.

Fördelen med denna metod är att man endast behöver räkna på strukturmodellen. Lösningstiderna blir korta. Det är en metod som använts länge och kan anses vara väl beprövad. Nackdelen är att metoden endast är tillämpbar för lågfrekventa fenomen då vattnet betraktas som inkompressibelt och då återkoppling ej har någon inverkan på resultatet.

### **12.2 Förskjutningsbaserad ansats för fluiden**

Ett sätt att beräkna FSI på är att använda FEM. Strukturdelen är i detta fall inte något problem då detta ingår i alla standard FEM-koder. Fluiden är mer komplicerad att beskriva. Det finns flera metoder att beskriva fluiden i FEM men de utgår från att betrakta små tryckfluktuationer. I detta fall kan ekvationen för fluiden skrivas om till den akustiska vågekvationen. En enkel metod att som obekant i fluiden använda förskjutning. Detta gör kopplingen mellan fluid och struktur enkel.

I referens 38 beskrivs hur ett standard FEM-program kan användas till att utföra dynamiska beräkningar på detta sätt.

De styrande ekvationerna ställs upp. För fluiden görs förenklingen att akustisk vågutbredning gäller. Fluidens rörelser antas vara isentropa och icke roterande. Ekvationerna skrivs om så att de obekanta är förskjutning i såväl struktur som fluid. De styrande ek-

vationerna används för att formulera en finit element ansats. Den finit element formulering som blir resultatet är inte nödvändigtvis icke roterande. Detta leder till en del problem med denna metod. För att råda bot på detta problem låter man införa en term som innebär ett tvång för rotationer i fluiden. Ett antal exempel tas upp som visar vilka resultat man kan förväntas få med denna metod. Det visar sig att metoden är applicerbar på statiska problem, problem med fluid i en kavitet samt fluid omgiven av flexibla ränder. Problem med elastiska kroppar i fluid fungerar dock inte utan att speciella metoder tillgripas.

En fördel med denna metod är att den leder till symmetriska matriser. Dessvärre ger metoden tre frihetsgrader per fluidnod. Detta leder till längre lösningstider och så kallade "spurious oscillations" vilket innebär att man t.ex. vid egenmodberäkning får ett stort antal egenmoder vid låga frekvenser som oftast ej har någon inverkan på resultatet men kan lasta ner datorn vid beräkningen och leda till problem att sortera ut relevanta moder från de som ej är relevanta. En fördel med denna metod är att den går att använda på alla kommersiella FE-program utan några tillägg.

### 12.3 Tryckbaserad ansats för fluiden

Den obekanta variabeln i fluiden kan vara tryck i stället för förskjutning. Detta är en fördel då man får tryck direkt då man löser ekvationerna. Vidare leder denna formulering till mindre ekvationssystem än i fallet då förskjutning användes som obekant i fluiden. På matrisform ser ekvationssystemet som skall lösas ut på som ekvation (5). Nackdelen med denna formulering av problemet är att de leder till icke symmetriska matriser. Möjlighet finns dock att på rent algebraisk väg skapa symmetriska matriser, se referens 42.

### 12.4 Potentialbaserad beskrivning av fluiden

I referens 41 beskrivs en metod att kringgå problematiken med att en tryckformulering genererar icke symmetriska matriser. Metoden som man använder är att använda hastighetspotential som obekant i stället för tryck. Inför en ny variabel

$$p = \dot{q}$$

med denna variabel blir ekvation (5)

$$\begin{bmatrix} M_s & 0 \\ 0 & -\frac{M_f}{\rho} \end{bmatrix} \begin{Bmatrix} \ddot{x} \\ \ddot{q} \end{Bmatrix} + \begin{bmatrix} C_s & R \\ R^T & -\frac{C_f}{\rho} \end{bmatrix} \begin{Bmatrix} \dot{x} \\ \dot{q} \end{Bmatrix} + \begin{bmatrix} K_s & 0 \\ 0 & -\frac{K_f}{\rho} \end{bmatrix} \begin{Bmatrix} x \\ q \end{Bmatrix} = \begin{Bmatrix} f_s \\ -\frac{g_f}{\rho} \end{Bmatrix}$$

där

$$g_f(t) = \int_0^t f(\tau) d\tau$$

Vill man använda hastighetspotential som obekant variabel i fluiden så har man sambandet

$$p = -\rho \cdot \dot{\phi}$$

Hastighetspotential är vedertaget och används inom strömningslära. Att införa hastighetspotential medför dock att man får det besvärligare då man använder ett standard FE-program. Om variabeln  $q$  används så deriveras  $q$  en gång så får man tryck. Om hastighetspotential används så måste resultatet dessutom skalas mot densiteten.

Om dämpning  $C_s$  och  $C_f$  saknas innebär denna metod inte nödvändigtvis någon förbättring då problemet nu kommer att innehålla dämpning i form av  $R$  och  $R^T$ . Både fallet med osymmetriska matriser och fallet med dämpstermer innebär att man måste ha en komplex egenvärdeslösare.

### 13 ANDRA BERÄKNINGSMETODER

En intressant metod som föreslås i referens 41 är ”Arbitrary Lagrangian-Eulerian”, ALE. Denna metod används i detta fall på en formulering där fluiden har två frihetsgrader per nod, hastighetspotential och densitet. Strukturdelen är som i de tidigare fallen. Då man använder ALE tillåts man ha stora deformationer. Detta är praktiskt då det gäller att beskriva en fluid som har stora rörelser. Metoden innebär bland annat att elementnätet automatiskt uppdateras. Med denna metod kan man utföra beräkningar där fluiden har stora rörelser i förhållande till strukturen. Detta kan t.ex. vara aktuellt vid rörbrott på vattensidan då man har stora flöden vid stutsen där brott inträffat. En stor nackdel är att det ej går att använda ett vanligt FEM-program för att lösa denna typ av problem. I referens 41 används en specialanpassad variant av ADINA för att lösa exemplen.

Finitdifferens-teknik är en metod som bland annat användes vid fluidberäkningar. Metoden användes också för strukturberäkningar innan FEM blev det dominerande numeriska verktyget inom strukturberäkning. Det förekommer också kombinationer där strukturen beräknas med FEM och fluiden med finit differens metod. De exempel där finitdifferens-metod använts har varit i specialprogramvaror som ägs av olika företag och forskningsinstitutioner inom kärnkraftbranschen.

### 14 OLIKA BERÄKNINGSVERKTYG

En undersökning har gjorts för att utreda vilka olika beräkningsprogram som finns att tillgå för att beräkna fluid-strukturinteraktion. Ett stort antal program omnämns i litteraturen. Flera av dessa är dock ägda och utvecklade av företag inom kärnkraftsbranschen. Dessa program är oftast ej tillgängliga för utomstående och kan alltså ej användas av DNV eller någon av anläggningsägarna. Man kan dock bilda sig en uppfattning om hur några av dessa program presterar då de har deltagit i något benchmark. Beräkningsverktygen kan delas in i olika grupper beroende på vilken metod man använder för att lösa ekvationssystemen.

I referens 32 redovisas en jämförelse mellan beräkningar och HDR-experimentet. Här har man använt det etablerade FE-programmet ADINA. Som en del i ADINA ingår ett enkelt CFD-program. Programkoden klarar av att koppla struktur och fluidberäkningar,

FSI. Fluiddelen av programkoden har en rad förenklingar: icke viskös strömning, inga effekter av temperaturvariationer vid beräkningens början, m.m. Exakt hur den matematiska modell som används är utformad framgår ej men det tycks vara en akustisk modell. I rapporten redovisas dels en jämförelse mellan beräkningsresultat och försöksresultat men också en jämförelse mellan beräkning då hänsyn tas till FSI och då FSI negligeras. Rapporten visar att man får god överensstämmelse mellan beräkning och försök då FSI används.

## **15 UTFÖRDA FÖRSÖK/BENCH MARK**

För att verifiera beräkningars rimlighet är det alltid viktigt att jämföra beräkningsresultat med experimentella resultat. På så sätt får man en möjlighet att bedöma om man fått med tillräckligt mycket av verkligheten för att kunna utföra relevanta beräkningar och simuleringar. Ett antal försök har gjorts under årens lopp men mestadels för tryckvattenreaktorer.

I projektet ”Semiscale Blowdown and Emergency Core Cooling (ECC)” utfördes en rad nedblåsningförsök på olika skalmodeller med varierande geometrisk komplexitet. Referens 39 är från 1970 och beskriver försöksserien. Vid dessa försök har man bland annat fått ökade kunskaper om interna laster beroende på tryckdifferenser som uppstår vid rörbrott. Vidare kunskaper om underkyld dekompression och tvåfasproblematik har även erhållits.

I en rapport, referens 40, från 1977 beskrivs en jämförelse mellan beräkningsprogrammet SOLA-FLX och skalförsök. Två modeller av en idealiserad axisymetrisk reaktortank byggdes i skala 1/25. Den ena modellen hade tjocka väggar och den andra modellen hade tunna väggar. Med dessa två skalmodeller utfördes fyra försök varvid töjningar och tryck uppmättes. Med programvaran SOLA-FLX utfördes därefter beräkningar som skulle efterlikna förloppet så bra som möjligt. Överensstämmelsen var inledningsvis ganska dålig. Det visade sig bland annat bero på att man hade ett felaktigt värde på ljudhastigheten i vattnet. Ett annat problem var att man för att efterlikna ett ledningsbrott använde en linjeformad sprängladdning för att orsaka ett rörbrott. Röret gick av men en oönskad bieffekt var att sprängladdningen orsakade en tryckpuls som vandrade ner i reaktortanken och gjorde att effekterna som man ville studera var sammanblandade med effekten av sprängningen. För att försöka kringgå problemet försökte man införa tryckpulsen från sprängningen i modellen. På detta sätt lyckades man få en något bättre överensstämmelse. Resultatet var dock inte helt övertygande.

## **16 SLUTSATSER OCH KOMMENTARER**

Litteraturstudien har visat att stora satsningar genomfördes för att studera problematiken kring rörbrott i kärnkraftsanläggningar och av dessa orsakade belastningar på reaktortankens interndelar. Satsningarna kulminerade under 1970- och 1980-talen då flera datorberäkningsprogram utvecklades och även storskaliga experiment genomfördes. Endast sporadiska aktiviteter inom detta område rapporteras efter 1985. De genomförda aktiviteterna var uteslutande inriktade mot PWR. Ingen studie, varken teoretisk eller experimentell, som berörde rörbrott och belastningar på interndelar i en BWR har påträffats.

Ett flertal datorprogram, i Sverige helt okända, har utvecklats för PWR tillämpningar och kalibrerats mot experiment under denna period. Programmen kunde beräkna det termohydrauliska förloppet efter rörbrott med varierande detaljeringsgrad (även med hänsyn till ojämviktsfenomen). Flera av programmen kunde ta hänsyn till FSI (Fluid-Structure Interaction). Efter experimentell kalibrering av programmen har man skaffat insikten att en meningsfull beräkning av belastningar på interndelar efter rörbrott i en PWR inte kan genomföras utan att hänsyn tas till FSI. Med meningsfull menades då en beräkning vars resultat kan återskapa experimentella data.

I experiment som utfördes med veka moderatortankväggar mättes små rörelser av väg-garna även vid relativt stora belastningar – denna effekt tillskrevs FSI. Det konstaterades även att den dynamiska tryckvågsrelaterade lasten varar under en mycket kort tids-period (0,5 s och kortare).

En god överensstämmelse mellan beräknade (med FSI) och uppmätta spänningsnivåer i moderatortankväggen meddelades även för fall då strömningsfältet modellerades på ett enkelt sätt - med ekvationer för instationär potentialströmning (under förutsättning att ingen fasomvandling förekom).

Vad gäller tillämpning på BWR av erfarenheter och beräkningsmetoder utvecklade för rörbrottsrelaterade belastningar i PWR kan följande sägas:

- erfarenheterna och beräkningsmetoderna kan sannolikt tillämpas utan vidare vid rörbrott på trycksidan av HC-kretsarna i externpumpanslagningar - där en klar enfasströmning förekommer.
- Vad gäller rörbrott på sugsidan och analysen av belastningar på moderatortanken förekommer en rad osäkerheter eftersom strömningen i fallspalten sannolikt inte kan betraktas som enfas. Det behövs insatser för att klargöra denna fråga.

Det finns även oklarheter kring vilken inverkan ojämviktsfenomen/nonequilibrium kan ha (även om jämförelse med HDR-experimentresultat (där förekomsten av ojämviktsfenomen har bekräftats) visar att spänningsbilden i moderatortankväggen påverkas endast obetydligt vid tillämpning av beräkningsprogram med inbyggd ojämvt i jämförelse med beräkningsprogram som använder jämviktsmodeller för fasomvandling).

En del uppmärksamhet i eventuella studier kring ojämviktsfenomen bör ägnas åt öppningstider och heterogen nukleation i reaktorns fallspalt eftersom det är två pa-rametrar som har stor betydelse som inte har kunnat efterliknas i laboratorieförsök.

I Sverige har ursprunglig belastningsunderlag för BWR inte tagit hänsyn till tryckvågs-relaterade belastningar på interndelar efter rörbrott på vattensidan.

De första beräkningarna som tog hänsyn till detta fenomen utfördes 1998 av Forsmark i samband med byte av härdgaller och moderatortank i Forsmark 1 och 2. Strukturdyna-miska beräkningar genomfördes utan FSI.

Liknande beräkningar genomfördes senare av Oskarshamn, Westinghouse Atom samt Ringhals. Termohydrauliska beräkningar genomfördes huvudsakligen med RELAP5 men även CFD användes vid studierna. Detta skedde främst under de två/tre senaste åren. Även FSI (Fluid-Structure Interacton) har börjat studeras och tillämpas genom nyttjande av ADINA tillsammans med ADINA/F. HDR-experimentresultat har fram-gångsrikt simulerats med ADINA-ADINA/F i ett samfinansierat projekt.

Ringhals AB har genomfört studier av tryckvågsutbredning i fallspalten med hjälp av både RELAP5 och endast ADINA/F (det vill säga 3D CFD – instationär potentialströmning) och påvisat bra överensstämmelse mellan de med olika metoder beräknade belastningarna. De genomförda beräkningarna förutsåg dock enfasströmning i fallspalten.

## 17 FRÅGOR OCH UTVECKLINGSFÖRSLAG

Den intensiva utvecklingen av beräkningsmetoder för dynamiska belastningar på en BWR's interndelar efter rörbrott på vattensidan som har ägt rum i Sverige under de senaste åren har utan tvivel medfört en väsentlig förbättring av belastningsunderlagen. Speciellt införande av tredimensionella modeller med FSI (utan dämpning i strukturen) har gett svar på en del frågor och framförallt visat att belastningar i fallspalten inte har en så utpräglat oscillerande karaktär som vi var vana vid då beräkningsmetoder utan FSI används.

HDR-experiment, även om genomförda för PWR-miljö, har haft en stor betydelse i detta sammanhang. HDR-experimenten har bekräftat att endast användning av FSI ger en möjlighet att, med god noggrannhet, beräkna belastningarna och spänningarna i konstruktionen efter rörbrott. Vad gäller dynamiska belastningar i en strikt enfasmiljö utgör HDR-experimenten ett trovärdigt underlag för verifiering av beräkningsmetoderna. En sådan verifiering har med framgång utförts med ADINA/ADINA-F. Användning av ANSYS-FLOTRAN i liknande tillämpningar har annonserats och liknande resultat är att förvänta.

I samband med ovanstående kan tre frågor ställas:

1. Vad kan sägas om befintliga belastningar framtagna för svenska BWR med den traditionella metoden (utan FSI)? Uppfyller spänningar beräknade med dessa belastningar föreskriftens krav avseende konservatism?
2. Vad krävs för att den metod som tagits fram för strikt enfasberäkningar med FSI i PWR- miljön skall kunna tillämpas för att lösa liknande problem i BWR?
3. Vilka eventuella ytterligare studier behövs för att vidareutveckla/förbättra beräkningsmetoder för belastningarna efter rörbrott?

Vad gäller den första frågan så finns det inget generellt svar. Man kan dock, baserat på HDR-erfarenheter, säga att med relativt hög sannolikhet bör spänningar som exciteras i strukturen av belastningar beräknade utan FSI vara högre än de verkliga spänningarna. Under HDR-experimentens beräkningsetapp genomfördes en beräkning av belastningar och spänningar utan FSI som resulterade i ungefär två gånger större spänningsnivåer och frekvenser i "moderatortankväggen" än motsvarande uppmätta under försöken. För BWR finns det dock inga experiment att falla tillbaka på.

Det är okänt för författaren om liknande dock rent "numeriska" jämförelser (belastningar och spänningar beräknade med FSI contra motsvarande beräknade utan) har utförts för BWR. Sådana beräkningar skulle å ena sidan närmare belysa den första frågan och å andra sidan indikera storleken på en eventuell minskning av de beräknade spänningarna som användning av FSI föranleder.

Vad gäller den andra frågan bör ytterligare utveckling ske främst med anledning av att tvåfasströmning förekommer i fallspalten. Här kan sannolikt finnas stråk med små ång-



bubblor från ångseparatorer (s.k. carryunder). Dessa ångbubblor kan påverka utbredning av tryckvågen och därmed belastningar efter rörbrott. Inga data har påträffats i litteraturen varken vad gäller begynnelsevillkor (eventuella stråk med ångbubblor?) i fallspalten eller deras betydelse för belastningar på interndelar efter rörbrott. I samband med denna fråga bör även betydelsen av ojämviktsfenomen samt tillväxt av ångbubblor studeras som fenomen knutna till vågutbredning och tryckförändringar i fallspalten och dess betydelse för belastningarna.

Vad gäller den tredje frågan så kan två delområden urskiljas:

1. Experimentellt underlag för BWR saknas. Att kunna planera och genomföra experiment inriktat mot BWR som täcker problemställningar omnämnda i rapporten skulle med all säkerhet bidra till högre säkerhet. Experimentet skulle öppna vägen för framtagning av underlag för utveckling och kalibrering av beräkningsmetoderna men även ha ett stort värde för kunskapsutveckling hos hela branschens tekniker.
2. Öppningstider vid rörbrott. Idag tillämpas oftast 10 millisekunder eller något längre tider framtagna med konservativa beräkningsmetoder. Öppningsfrågan bör dock studeras närmare, helst med hög detaljeringsgrad och gärna med användning av lämpligt "multiphysics" datorberäkningsprogram. Ett förväntat resultat vore å ena sidan en information om öppningens "verkliga" förlopp och å andra sidan en möjlighet att i detalj studera händelseförlopp i brottögonblicket och fenomen knutna till FSI i området närmast brottet.

## 18 REFERENSER

1. Tinoco H., "Numerical Analysis of the Mixing and Recombination in the Downcomer of an Internal Pump BWR", Proceedings of NURETH8-98, Kyoto, Japan.
2. Lahey R. T., Moody F. J. "The Thermal-Hydraulics of a Boiling Water Nuclear Reactors", American Nuclear Society, La Grange Park, Illinois USA, 1993.
3. Moody, F. J. "Introduction to Unsteady Thermofluid Mechanics", John Wiley & Sons, 1990.
4. ANSI/ANS-58.2-1988, "Design basis for protection of light water nuclear power plants against the effects of postulated pipe rupture"
5. SKI – PM 98:39, "Rörbrottskydd – krav och kriterier", 2000-03-27.
6. "RSK- Leitlinien", kap. 21.2, Bundesanzeiger Nr. 106 vom 10 Juni 1983
7. Bilicki Z., Kwidzynski R., Mohammadein S. A. "Evaluation of the relaxation time of heat and mass exchange in the liquid-vapour bubble flow", Int. J. Heat Mass Transfer, Vol. 39, No 4, pp. 753-759, 1996.
8. Scriven, L. E. "On the dynamics of phase growth", Chemical Engineering Science, Vol. 10, Nos ½, 1959
9. Plesset M. S., Zwick S. A. "The Growth of Vapour Bubbles in Superheated Liquids", Journal of Applied Physics, Vol. 25, Number 4, April 1954.
10. Blander M., Katz L. M. "Bubble Nucleation in Liquids", AIChE Journal, Vol. 21, No. 5, Sept 1975
11. Debenedetti Pablo. G. "Metastable Liquids. Concepts and Principles", Princeton University Press 1996.
12. Zaker T. A., Wiederman A. H, "Water Depressurisation Studies", Report IITRI-578P21-26, June 1966
13. Jones O. C., Zuber N. "Bubble Growth in Variable Pressure Fields", Journal of Heat Transfer, Vol. 100, August 1978
14. Glaser D. E., "Some Effects of Ionising Radiation on the Formation of Bubbles in Liquids", Physical Review 87, 1952
15. Norman A., "Radiation Nucleation of Bubbles in Water", Nuclear Science and Engineering, 16, 1963
16. El-Nagdy M. M., Harris M. J., "Experimental study of radiation-induced boiling in superheated liquids", J. Brit. Nucl. Energy Soc. 10, 1970-71
17. Kendoush, A. A., "Measurements of neutron induced Nucleation", Nuclear Engineering and Design, 110, 1989
18. Martinelli G., "Influence of Ions on the Nucleation Processes in Liquids. II – Liquids under Positive Pressure in Metastable Thermodynamical Equilibrium (Overheated Liquids)", Il Nuovo Cimento, Vol. 1 N. 2, 1° Febbraio 1955
19. Alamgir, Md., Lienhard J. H. "Correlation of Pressure Undershoot During Hot-Water Depressurisation", Trans. ASME 52, Vol. 103, February 1981

20. Hooper F. C., Abdelmessih A. H. "The Flashing of Liquids at Higher Superheats", Proc. of 3rd Int. Heat Transfer Conf., Chicago, Illinois, August 7-12, 1966, papers 113-151 Vol IV
21. Kendoush A. A. "The delay time during depressurisation of saturated water", Int. J. Heat Mass Transfer, Vol 32, No 11, pp 2149-2154
22. Siikonen T. "Comparison of Flashing Heat Transfer Correlations", NURETH-2, Santa Barbara, California, January 11-14, 1983
23. Lienhard J. H., Borkar S. G., Trela M., "A Rapid Hot-Water Depressurisation Experiment", EPRI, NP-527, December 1977
24. Edwards A. R., O'Brien T. P. "Studies of phenomena connected with the depressurisation rate of water reactors", J. Brit. Nuclear Energy Soc. 9/1970
25. Bartak J. "A Study of Rapid Depressurisation of Hot Water and the Dynamics of Vapour Bubble Generation in Superheated Water", Int. J. Multiphase Flow, Vol. 16, No. 5, pp 789-798, 1990
26. Marcinkiewicz J., Björndahl O. "Studier av strömningsinducerade dynamiska laster på interndelar vid inre ångledningsbrott i BWR", SKI Rapport 00:12, Februari 2000
27. Marcinkiewicz J., Björndahl O. "Jämförelse mellan CFD och akustisk metod vid beräkning av strömningsinducerade laster i reaktortank vid simulerat ångledningsbrott i BWR", SKI Rapport 01:22, Juni 2001
28. Bader Hj. "Auswertung von Dehnungsmessungen am HDR-Kernmantel und Vergleich mit Spannungsberechnungen bei Bruch einer Reaktorkühlmittelleitung", Kernforschungszentrum Karlsruhe, Techn. Fachbericht PHDR 45-84, März 1984
29. Wolf L. "Experimental Results of Coupled Fluid-Structure Interactions During Blowdown of the HDR-Vessel and Comparisons with Pre- and Post-test Predictions", Nuclear Eng. And Design 70, 1982, pp. 269-308
30. RELAP5/MOD3 Code Manual. Vol. 4 – Models and Correlations, NUREG 5535, 1998
31. Hanson G. H. "Subcooled Blowdown Forces on Reactor-System Components: Calculational Method and Experimental Confirmation", Idaho Nuclear Corporation, IN-1354, June 1970
32. Andersson L., Andersson P., Sundquist J. "Numerical simulation of the HDR blowdown experiment V31.1 at Karlsruhe, Onsala Ingenjörbyrå
33. "Statens kärnkraftsinspektions föreskrifter om mekaniska anordningar i vissa kärntekniska anläggningar", SKIFS 2000:2 bestutade 13 december 2000, ISSN 1400-1187
34. J. M. Kennedy and T. B. Belytschko, A survey of computational methods for fluid-structure analysis of reactor safety, Nuclear Engineering and Design 69 (1982) 379-398
35. M. K. Au-Yang and J. E. Galford, Fluid-structure interaction – a survey with emphasis on its application to nuclear steam system design, Nuclear Engineering and Design 70 (1982) 387-399

36. N.M. Newmark and E. Rosenblueth, Fundamentals of Earthquake Engineering, Prentice-Hall, Inc., 1971
37. Ken Namatame, Yutaka Kukita, Isao Takeshita and Yoshimichi Shimoda, Analytical methods for solving fluid-structure interactions in BWR pressure suppression pool, Nuclear Engineering and Design 75 (1982) 5-11
38. Lorraine G. Olson and Klaus-Jürgen Bathe, A study of displacement-based fluid finite elements for calculating frequencies of fluid and fluid-structure systems, Nuclear Engineering and Design 76 (1983) 137-151
39. J. K. Dienes, C. W. Hirt and I. R. Stein, A comparison of SOLA-FLX calculations with experiments at systems, science and software, LA-NUREG-6752-MS (1977)
40. G. L. Brockett, Experimental investigations of reactor system blowdown, IN-1348 (1970)
41. C. Nitikitpaiboon, K.J. Bathe, An Arbitrary Lagrange-Eulerian Velocity Potential Formulation for Fluid-Structure Interaction, Computers & Structures, Vol. 47, No. 4/5, pp. 871-891, 1993
42. Antoniadis I., Kanarachos A. "Decoupling Procedures for Fluid-Structure Interaction Problems", Computer Methods in Applied Mechanics and Eng., 70 (1988), pp. 1-25.