



Strål  
säkerhets  
myndigheten

Swedish Radiation Safety Authority

Authors:

Ola Jovall

Forskning

# 2010:37

Utvärdering av regler och normer för  
betongkonstruktioner i svenska  
kärnkraftsanläggningar



Titel: Utvärdering av regler och normer för betongkonstruktioner i svenska kärnkraftsanläggningar  
Rapportnummer: 2010:37  
Författare: Ola Jovall, Scanscot Technology AB, Lund, Sweden  
Datum: December 2010

Denna rapport har tagits fram på uppdrag av Strålsäkerhetsmyndigheten, SSM. De slutsatser och synpunkter som presenteras i rapporten är författarens/författarnas och överensstämmer inte nödvändigtvis med SSM:s.

### **Bakgrund**

I SSM:s författningssamling saknas preciserade krav och tillräcklig vägledning om hur betongkonstruktioner ska hanteras vid både verifieringsanalyser och nykonstruktioner. För närvarande pågår ett utredningsarbete som ska klargöra vad som behövs för att säkerställa reaktorinneslutningarnas och andra betongkonstruktioners mekaniska integritet. Utredningen kommer att ligga till grund för framtagning av förslag till föreskrifter om betongkonstruktioner.

### **Syfte**

Syftet med projektet var att ta fram rekommendationer för tillämpning av regelverk för betongkonstruktioner i svenska kärnkraftsanläggningar genom att jämföra och utvärdera dels relevanta krav utgivna av europeiska och nordamerikanska myndigheter, och dels relevanta normer och standarder, riktlinjer eller liknande för betongkonstruktioner.

### **Resultat**

Baserat på en jämförelse och utvärdering av regelverk i Sverige, Finland, Frankrike, Storbritannien, USA och Kanada, samt riktlinjer upprättade av de internationella organisationerna IAEA och EUR ges följande generella rekommendationer:

- Det svenska byggregelverket BKR/BBK för konventionella byggnader kommer från år 2011 att ersättas av Eurokoderna. En motsvarande ersättning bör genomföras för kärnkraftstillämpningar (avsnitt 7.2 i rapporten).
- Den befintliga industristranden i Sverige DRB:2001 med kärnkraftsspecifika dimensioneringsregler bör uppdateras. En komplett redovisning av nödvändiga uppdateringar framgår av avsnitt 7.3 i rapporten.

Dessutom diskuteras i rapporten ytterligare frågeställningar rörande dimensionering av betongkonstruktioner med avseende på jordbävning, hantering av förankringar till betong, samt användning av hållfasthetsvärden vid verifiering av befintliga betongkonstruktioner.

**Effekter på SSM:s tillsynsarbete**

Resultaten av detta projekt kommer att bidra till SSM:s arbete att precisera de krav som ska gälla vid analys av betongkonstruktioner i svenska kärnkraftsanläggningar.

**Projektinformation**

SSM:s projektledare: Kostas Xanthopoulos.

Diarienummer: SSM 2009/4001.

Aktivitetsnummer: 2037024-02.

Projektorganisation: Arbetet har utförts av Scanscot Technology AB.

Projektledare var Ola Jovall.

# Innehållsförteckning

<b>SAMMANFATTNING</b> .....	3
<b>ENGLISH SUMMARY</b> .....	5
<b>FÖRKORTNINGAR OCH DEFINITIONER</b> .....	7
<b>1. INLEDNING</b> .....	13
1.1 Allmänt.....	13
1.2 Bakgrund och syfte .....	13
1.3 Omfattning och avgränsningar .....	13
1.4 Disposition.....	13
<b>2. KATEGORISERING AV REGELVERK</b> .....	17
2.1 Inledning.....	17
2.2 Indelning i nivåer .....	17
<b>3. URSPRUNGLIGT OCH NUVARANDE REGELVERK</b> .	19
3.1 Inledning.....	19
3.2 Byggreglernas utveckling .....	20
3.3 Tillämpade konstruktionsprinciper och regelverk .....	25
3.4 Exemplifiering av dimensioneringsprincipernas utveckling .....	28
<b>4. SAMMANFATTNING AV REGELVERK I OLIKA LÄNDER</b> .....	33
4.1 Inledning.....	33
4.2 Nordamerika.....	33
4.3 Europa.....	37

<b>5.</b>	<b>UTVÄRDERING AV DOKUMENT PÅ NIVÅ 1 .....</b>	<b>43</b>
5.1	Inledning.....	43
5.2	Reaktorinneslutningar .....	43
5.3	Övriga bärande betongkonstruktioner.....	51
<b>6.</b>	<b>UTVÄRDERING AV DOKUMENT PÅ NIVÅ 2 OCH 3..</b>	<b>53</b>
6.1	Inledning.....	53
6.2	USA.....	53
6.3	Kanada.....	56
6.4	Finland .....	57
6.5	Frankrike .....	57
6.6	Storbritannien .....	60
6.7	EUR.....	61
6.8	Jämförelse .....	61
6.9	Genomgång av kärnkraftsspecifika regelverk	73
6.10	Säkerhetsnivåer .....	87
6.11	Sammanfattning .....	92
<b>7.</b>	<b>SLUTSATSER OCH REKOMMENDATIONER.....</b>	<b>95</b>
7.1	Sammanfattning .....	95
7.2	Allmänt.....	96
7.3	Uppdatering av DRB:2001 .....	97
<b>8.</b>	<b>REFERENSER.....</b>	<b>101</b>

# Sammanfattning

Föreliggande rapport utgör slutleverans till Strålsäkerhetsmyndigheten (SSM) avseende det arbete som genomförts inom ramen för uppdraget ”Utvärdering av regler och normer för betongkonstruktioner i svenska kärnkraftsanläggningar”.

I SSM:s författningssamling och allmänna råd saknas det idag preciserade krav och tillräcklig vägledning om hur betongkonstruktioner ska hanteras vid såväl nykonstruktion som vid verifieringsanalyser.

Syftet med arbetet inom ramen för föreliggande projekt var att sammanställa kunskap och erfarenhet som underlag till SSM:s pågående arbete ”Utredning av krav på konstruktion, analys och kontroll av reaktorinneslutningar och andra byggnadsstrukturer av säkerhetsbetydelse”.

Uppdraget har i huvudsak omfattat följande delar:

1. Sammanställning av regelverk som har tillämpats vid ursprunglig dimensionering och vid nykonstruktion av betongkonstruktioner vid de svenska kärnkraftsanläggningarna (kapitel 3).
2. Jämförelse och utvärdering av krav och riktlinjer utgivna av europeiska och nordamerikanska myndigheter (kapitel 4 och 5).
3. Jämförelse och utvärdering av regelverk för bärande betongkonstruktioner i olika länder (kapitel 4 och 6).
4. Slutsatser och rekommendationer till regelverk för dimensionering av bärande betongkonstruktioner vid svenska kärnkraftsanläggningar (kapitel 7).

Baserat på en jämförelse och utvärdering av regelverk i USA, Kanada, Frankrike, Storbritannien, Finland och Sverige, samt riktlinjer upprättade av de internationella organisationerna International Atomic Energy Agency (IAEA) och European Utilities Requirements (EUR), ges följande generella rekommendationer för det fortsatta arbetet med framtagning av dimensioneringsregler för bärande betongkonstruktioner vid svenska kärnkraftsanläggningar:

- *Eurokoderna* ersätter *Boverkets konstruktionsregler BKR* såsom det allmänna byggregelverket vid uppförande av kärnkraftsanläggningar.
- En generell översyn och uppdatering av den befintliga industristandarden *Dimensioneringsregler för byggnader vid kärntekniska anläggningar DRB:2001* genomförs. Härvid refereras till *Eurokoderna* vad gäller konventionella dimensioneringsregler.

Detaljerade slutsatser och rekommendationer ges i kapitel 7.





# English Summary

This report is the final delivery to the Swedish Radiation Safety Authority (SSM) for the work undertaken within the Commission, "Evaluation of rules and standards for concrete structures in Swedish nuclear power plants".

In the SSM's regulations and recommendations, there are at present no specific requirements and adequate guidance on how concrete structures should be designed in case of new buildings or verification analyses of existing buildings.

The result of the work presented in this report constitute the basis for SSM's ongoing regulatory project "Investigation regarding requirements for construction, design, analysis and review of reactor containments and other safety-related building structures".

The project includes the following:

1. Summary of the regulations and requirements that have been applied at the initial design and new construction of concrete structures at the Swedish nuclear power plants (chapter 3).
2. Comparison and evaluation of relevant regulations published by the European and North American authorities (chapter 4 and 5).
3. Comparison and evaluation of relevant codes, standards, guidelines etc. for load-bearing concrete structures in different countries (chapter 4 and 6).
4. Conclusions and recommendations to the regulatory framework for the design of load-bearing concrete structures at the Swedish nuclear power plants (chapter 7).

Based on a comparison and evaluation of regulations from the U.S., Canada, France, the UK, Finland and Sweden, as well as guidelines established by the international organizations IAEA and EUR, the following general recommendations are provided as a regulatory framework for the design of load-bearing concrete structures at the Swedish nuclear power plants:

- The Eurocodes will replace the BKR design rules of Boverket as the conventional building regulations on the construction of nuclear power plants.
- A general review and updating of the existing industry standard Design rules for buildings at nuclear facilities DRB:2001 is implemented. Reference is made to the Eurocodes with regard to conditions of conventional design rules.

Detailed conclusions and recommendations are given in Chapter 7.



# Förkortningar och definitioner

## Förkortningar

Följande förkortningar används i föreliggande rapport:

<b>Förkortning</b>	<b>Förklaring</b>
abs	Absoluttryck
ACI	American Concrete Institute
ACI 318	Building Code Requirements for Structural Concrete
ACI 349	Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete Structures
AK	Allmänna regler för bärande konstruktioner
ASCE	American Society for Civil Engineers
ASCE 4-98	ASCE Standard, Seismic Analysis of Safety-Related Nuclear Structures
ASME	American Society for Mechanical Engineers
ASME Sect III Div 2	Code for Concrete Containments
ASN	Nuclear Safety Authority (Frankrike)
B1	Finlands byggbestämmelsesamling B1 Konstruktioners säkerhet och belastningar
B2	Finlands byggbestämmelsesamling B2 Bärande konstruktioner
B4	Finlands byggbestämmelsesamling B4 Betongkonstruktioner
B5	Bestämmelser för betongkonstruktioner – Material och utförande: Betong
B6	Bestämmelser för betongkonstruktioner – Material och utförande: Armering
B7	Bestämmelser för betongkonstruktioner – Allmänna konstruktionsbestämmelser
BABS	Byggnadsstyrelsens anvisningar till byggnadsstadgan
BBK	Boverkets handbok om betongkonstruktioner
BFB	Bestämmelser för betongkonstruktioner
BKR	Boverkets konstruktionsregler
BOKA	Barsebäck Oskarshamn konstruktionsanalys
BSK	Boverkets handbok om stålkonstruktioner

CANDU	Canada Deuterium Uranium
CEB	Comite Euro-International du Beton
CEN	European Committee for Standardization
CEN/TS	European Committee for Standardization – Technical specification
CFR	Code of Federal Regulations
CNSC	Canadian Nuclear Safety Commission
CSA	Canadian Standards Association
DiBT	Deutsches Institut für Bautechnik
DRB	Dimensioneringsregler för byggnader vid kärntekniska anläggningar
DRB:1998	Dimensioneringsregler för byggnader vid kärntekniska anläggningar, 1998
DRB:2001	Dimensioneringsregler för byggnader vid kärntekniska anläggningar, 2001
EDF	Electricité de France
EKS	Tillämpning av europeiska konstruktionsstandarder
EN	Eurocodes standard
ENV	Eurocodes förstandard
EPR	European Pressurised Reactor (AREVA design)
EPRI	Electric Power Research Institute
ETA	European technical approvals
ETAG	European technical approvals - Guidelines
ETC-C	EPR technical code for civil works
EU	European Union
EUR	European utilities requirements
FENIX	Fortsatt energiproduktion i existerande anläggning
FILTRA	Filtrerat tryckavlastningssystem
Frej	Ringhals fyra effekthöjning och ånggeneratorbyte
FS	Författningssamling
GDC	General design criteria
hEN	Harmonized European product standard
HSE	Health and Safety Executive (Storbritannien)
IAEA	International Atomic Energy Agency
KFB	Konstruktionsförutsättningar för byggnader
LOCA	Loss of coolant accident
MOD	Modernisering Oskarshamn 1

NAD	Nationellt anpassningsdokument
ND	Nuclear directorate
NDP	National determined parameters
NIA	Nuclear installation act
NII	Nuclear installations inspectorate
NR	Boverkets nybyggnadsregler
NBCC	National Building Code of Canada
NRC	Nuclear Regulatory Commission (US)
NS-G-1.10	IAEA Safety Standard Series safety Guide Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants
NS-R-1	IAEA Safety Standard Series Requirements NS-R-1 Safety of Nuclear Power Plants: Design
NUREG	Nuclear Regulatory
OCNS	Office for civil nuclear security
PLEX	Plant life extension
PSAR	Preliminary safety analysis report
PULS	Power uprate with licensed safety
RakMK	Finsk byggnorm
RAMA	Reactor accident mitigating analysis
RCC-G	Design and construction rules for civil works of PWR nuclear islands
RG	Regulatory guides
SAP	Safety assessment principles
SAR	Safety analysis report
SBN	Svensk byggnorm
SQUG	Seismic Quality Utility Group
SSE	Safe shutdown earthquake
SSM	Statens strålsäkerhetsmyndighet
SSMFS	Strålsäkerhetsmyndighets författningssamling
StBK-N1	Statens stålbyggnadskommitté – Stålbyggnadsnorm
StBK-N2	Statens stålbyggnadskommitté – Bygsvetsnorm
StBK-N3	Statens stålbyggnadskommitté – Skruvförbandsnorm
StBK-N4	Statens stålbyggnadskommitté - Rostskyddsnorm
StBK-N5	Statens stålbyggnadskommitté - Tunnpåtnorm
SP2	Säkerhetsprojekt 2
SRP	Standard review plan
STUK	Radiation and Nuclear Safety Authority (Finland)

TAG	Technical assessment guides
TK Bro	Tekniska krav bro
TSN	Transportation and nuclear safety (Frankrike)
US	United States of America
YVL	Kärnkraftverksdirektiv (utgivna av STUK)

## Definitioner

Följande definitioner av termer avseende krav och anvisningar tillämpas i föreliggande rapport:

Term	Definition
Allmänna råd	Allmänna råd från en myndighet är till skillnad från regler ej tvingande. En myndighet får ge ut allmänna råd inom sitt verksamhetsområde utan att ha något särskilt bemyndigande.  Allmänna råd anger ett sätt för hur någon kan eller bör göra för att uppfylla ett krav i en tvingande regel.
Föreskrifter	Generella regler som är bindande för myndigheter och enskilda, beslutas av myndighet som har fått ett bemyndigande av regeringen.
Författning	Benämning på lagar, förordningar och andra föreskrifter.
Författningssamling	Se författning.
Förordning	Författning som innehåller föreskrifter beslutade av regeringen.
Lag	Föreskrift av generell karaktär som beslutas av riksdagen.
Norm	Se föreskrifter.
Regel	Formellt en fastlagd bestämmelse för hur en viss handling skall utföras. I denna betydelse är regler tvingande, se rättsregler.  Här tillämpas emellertid den vidare definitionen av byggregler som ges i <i>Byggsektorns regler 2007</i> :  ”Regler inom byggsektorn har olika status och tillämpning. Vissa regler är bindande föreskrifter, fastställda av myndigheter; andra beskriver tekniska lösningar som är godkända men inte obligatoriska. Andra regler har fastställts av branschorganisationer som förutsättning för medlemskap eller auktorisation.  Många regler blir gällande genom att de åberopas i kontraktshandlingar. Hit hör t. ex. kontraktsbestämmelser som AB 04 och referensdokument som AMA. Om en åberopad AMA-text åberopar ett annat dokument, t. ex. en standard, blir det åberopade dokumentet också gällande som kontraktshandling  En del regler är varken fastställda av myndighet eller avsedda att ingå i kontraktshandlingar. Till denna kategori hör bl. a. handböcker och andra publikationer av rådgivande eller rekommenderande karaktär.”
Regelsamling	Se regel
Regelverk	Se regel

Riktlinjer	Se allmänna råd.
Rättsregler	Generella regler som är bindande för myndigheter och enskilda, beslutas av myndigheter som har fått ett be- myndigande av regeringen.
Standard	Icke bindande regler som har utarbetats av ett internat- ionellt eller nationellt organ och som syftar till att åstad- komma likformighet, t. ex. i fråga om produkters egen- skaper och utförande, inkluderande dimensioneringsreg- ler.



# 1. Inledning

## 1.1 Allmänt

Föreliggande rapport utgör slutleverans till Strålsäkerhetsmyndigheten (SSM) avseende det arbete som genomförts inom ramen för uppdraget ”Utvärdering av regler och normer för betongkonstruktioner i svenska kärnkraftsanläggningar” (SSM 2009/40001, projektnr 1456).

## 1.2 Bakgrund och syfte

I SSM:s författningssamling och allmänna råd saknas det idag preciserade krav och tillräcklig vägledning om hur betongkonstruktioner ska hanteras vid såväl nykonstruktion som vid verifieringsanalyser. Syftet med arbetet inom ramen för föreliggande projekt var att sammanställa kunskap och erfarenhet som underlag till SSM:s pågående arbete ”Utredning av krav på konstruktion, analys och kontroll av reaktorinneslutningar och andra byggnadsstrukturer av säkerhetsbetydelse”.

Arbetet har utmynnat i generella rekommendationer för tillämpning av dimensioneringsregler för bärande betongkonstruktioner vid svenska kärnkraftsanläggningar.

## 1.3 Omfattning och avgränsningar

I uppdraget ingår följande:

1. Sammanställning av regelverk som har tillämpats vid ursprunglig dimensionering och vid nykonstruktion av betongkonstruktioner vid de svenska kärnkraftsanläggningarna (kapitel 3).
2. Jämförelse och utvärdering av krav och riktlinjer utgivna av europeiska och nordamerikanska myndigheter (kapitel 4 och 5).
3. Jämförelse och utvärdering av regelverk för bärande betongkonstruktioner i olika länder (kapitel 4 och 6).
4. Slutsatser och rekommendationer till regelverk för dimensionering av bärande betongkonstruktioner vid svenska kärnkraftsanläggningar (kapitel 7).

Föreliggande rapport jämför och utvärderar regelverk på alla de tre nivåerna 1, 2 och 3 som specificeras i kapitel 2 nedan. Slutsatser och rekommendationer för tillämpning av regelverk för betongkonstruktioner vid svenska kärnkraftsanläggningar avser i huvudsak nivå 2 och nivå 3.

## 1.4 Disposition

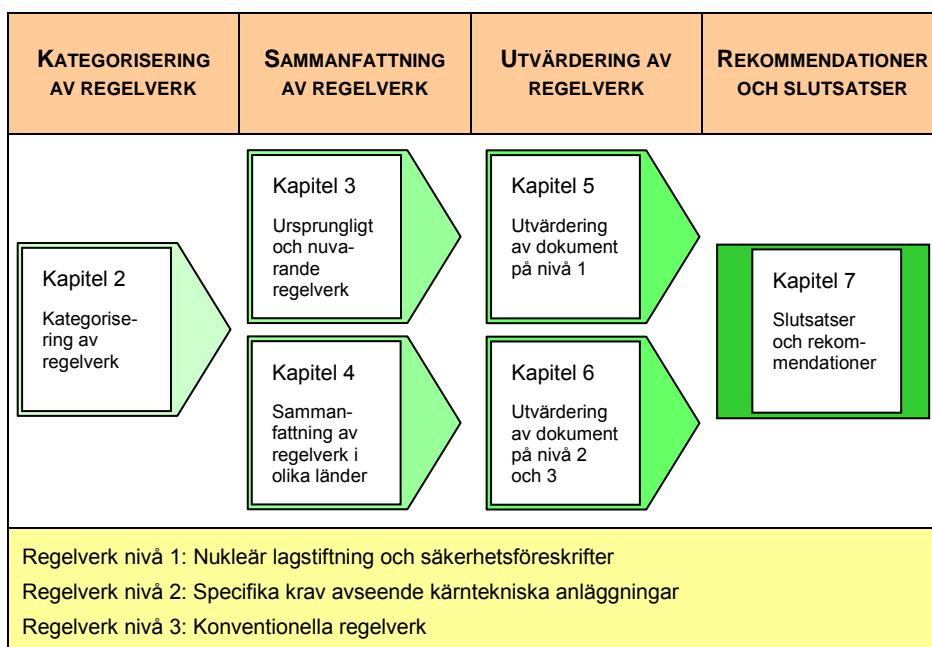
Rapportens disposition visas i figur 1.1.

Utvärderingen av regler och normer samt redovisade slutsatser och rekommendationer baseras på en indelning av regelverk i olika nivåer. Denna indelning förklaras i kapitel 2.

I kapitel 3 ges en beskrivning av ursprungliga dimensioneringsregler för de bärande byggnadskonstruktionerna vid de svenska kärnkraftsanläggningarna, samt hur dessa regler har utvecklats över tiden. Avslutningsvis beskrivs det nuvarande svenska regelverket. En sammanfattning av motsvarande typ av regelverk i andra länder ges i kapitel 4.

En översyn av nukleär lagstiftning och säkerhetsföreskrifter redovisas i kapitel 5, medan en mer detaljerad utvärdering av specifika krav för kärnkraftsanläggningar samt däri refererade konventionella regelverk redovisas i kapitel 6. Slutligen redovisas i kapitel 7 slutsatser och rekommendationer baserat på vad som framkommit i de tidigare avsnitten.

Figur 1.1 Schematisk illustration av dispositionen för rapportens huvuddelar.



Titlar på dokument samt referat ur dokument är för finska dokument redovisade på svenska om svensk översättning finns, annars utnyttjas engelska översättningar. För övriga utländska dokument används engelska utgåvor. Vissa avsnitt tagna ur referensdokument redovisas på engelska. Översättningar har då undvikits eftersom en översättning, hur noggrant den än görs, kan förändra innebörden eller nyanserna i det ursprungliga avsnittet.

Ett antal förkortningar och beteckningar används. Dessa förklaras i avsnittet "Förkortningar och definitioner" i början av rapporten. Hänvisning till regelverk görs normalt via deras förkortningar. För andra rapporter anges författare och rapporttitel i löptexten. Referenslistan i kapitel 8 listar alla referenser i alfabetisk ordning.

I rapporten anges ofta regelverk såsom tillhörande en viss nation, exempelvis hänförs *ASME Sect III Div 2 Code for Concrete Containments* (*ASME Sect III Div 2*) och *ACI 349* till USA och *EPR technical code for civil works* (*ETC-C*) till Frankrike. Denna klassificering baseras på dokumentens ursprungsland, men denna indelning ska ej ses bokstavligt, till exempel är *ASME Sect III Div 2* formellt en *internationell* standard, och *ETC-C* ett *anläggningstypspecifikt* regelverk (European Pressurized Reactor, EPR) som kan komma att tillämpas i andra länder än Frankrike.



## 2. Kategorisering av regelverk

### 2.1 Inledning

I detta kapitel indelas regelverk i olika nivåer. Denna nivåindelning ligger sedan till grund för den fortsatta redovisningen i rapporten.

### 2.2 Indelning i nivåer

Regelverk för konstruktion av kärnkraftsanläggningar kan principiellt indelas i olika nivåer. Den högsta nivån (nivå 1) utgörs av nukleär lagstiftning och säkerhetsföreskrifter upprättade av ansvariga myndigheter i respektive stat. Nivå 2 innehåller dokument utgivna i olika länder som beskriver specifika krav för kärntekniska anläggningar. Dokument på denna nivå kan till exempel utgöras av riktlinjer utgivna av myndigheter eller deras tekniska stödorganisationer och industristandarder. I nivå 3 hamnar konventionella regelverk, exempelvis nationella byggregler, som även ska uppfyllas vid uppförandet av kärntekniska anläggningar. Alltså, följande indelning av regelverk används i föreliggande rapport:

Nivå 1: Nukleär lagstiftning och säkerhetsföreskrifter

Nivå 2: Specifika krav avseende kärntekniska anläggningar

Nivå 3: Konventionella regelverk

Denna indelning i tre olika nivåer redovisas schematiskt i figur 2.1. Till detta kan läggas kravdokument upprättade av tillståndshavare.

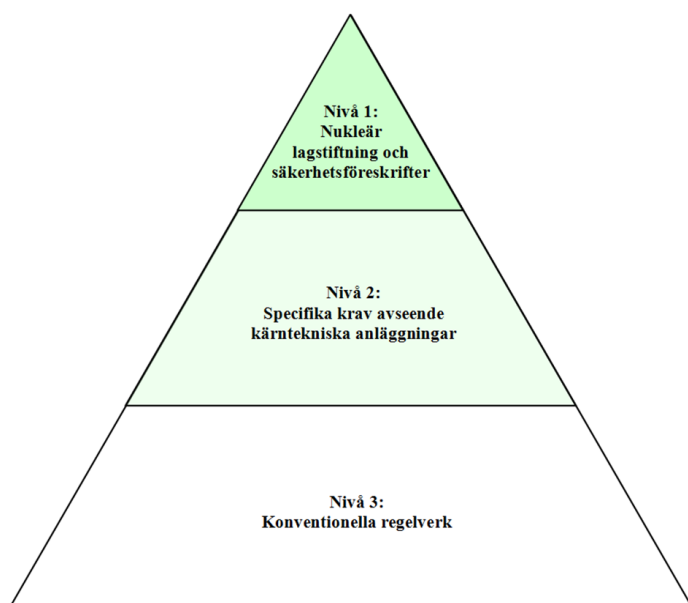
Denna indelning kan förfinas ytterligare, till exempel har man i *Volume 2 Chapter 5 Codes and Standards* i *European utilities requirements (EUR)* delat in nivå 2 i två olika nivåer, processorienterade respektive komponentorienterade dokument. Vidare har EUR-dokumentet (kravdokument upprättade av tillståndshavare) lagts in som en egen nivå mellan nivå 1 och nivå 2. Här har man alltså fem nivåer istället för de tre som vi använder i föreliggande rapport.

I figur 2.1 ges exempel på dokument för de olika nivåerna. I det regelverk som för närvarande tillämpas i Sverige tillhör exempelvis *Kärntekniklagen* och *Strålsäkerhetsmyndighets författningssamling (SSMFS)* nivå 1 (nukleär lagstiftning och säkerhetsföreskrifter). Industristandarden *Dimensioneringsregler för byggnader vid kärntekniska anläggningar, DRB:2001*, tillhör nivå 2 (specifika krav avseende kärntekniska anläggningar), och *Boverkets konstruktionsregler BKR* med tillhörande handböcker (*Boverkets handbok om betongkonstruktioner (BBK)*, *Boverkets handbok om stålkonstruktioner (BSK)*) ingår i nivå 3 (konventionella regelverk). Tillståndshavarna har som komplement till *DRB:2001* för enskilda säkerhetsrelaterade byggnader i många fall upprättat konstruktionsförutsättningar för byggnader (*KFB*), i vilka byggnadspecifika dimensioneringsförutsättningar redovisas.

I Frankrike tillhör lagen 2006-686 (*Nuclear transparency and safety*, allmänt kallad "TSN-lagen") nivå 1, industristandarden *EPR technical code for civil works, ETC-C*, nivå 2 och *Eurokoderna* nivå 3.

I USA tillhör *Part 50 av Title 10 of the Code of Federal Regulations* nivå 1. Riktlinjer utgivna av Nuclear Regulatory Commission, NRC, (Regulatory Guides) samt industristandarderna *Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete Structures ACI 349* och *Code for Concrete Reactor Vessels and Containments ASME Sect III Div 2* tillhör nivå 2, och *Building Code Requirements for Structural Concrete ACI 318* nivå 3.

Figur 2.1 Indelning av regelverk för konstruktion av kärnkraftsanläggningar i olika nivåer, samt exempel på regelverk tillhörande de olika nivåerna.



Exempel på dokument i olika nivåer

Sverige	Frankrike	USA
Kärnteknik-lagen SSMFS	TSN	10 CFR, Part 50
DRB: 2001	ETC-C	ACI 349 ASME Sect III Div 2 Reg Guide
BKR, BBK	Eurocodes	ACI 318

# 3. Ursprungligt och nuvarande regelverk

## 3.1 Inledning

De svenska kärnkraftverken konstruerades och uppfördes under perioder från slutet av 1960-talet till början av 1980-talet. Det ursprungliga arbetet med dimensionering av byggnaderna utfördes under de ungefärliga tidsperioder som anges i tabell 3.1.

De äldre anläggningarna konstruerades utifrån den tidens säkerhetsfilosofi som baserades på principen att beräknade spänningar inte fick överskrida vissa föreskrivna "tillåtna påkänningar". Vid konstruktionsarbetet med de senast uppförda anläggningarna tillämpades dimensioneringsprinciper i enlighet med de amerikanska normerna i *ASME Sect III Div 2* och de då gällande svenska bestämmelserna för betongkonstruktioner, *BBK 79*.

Tabell 3.1 Konstruktionsperiod och år för kommersiell drift för de svenska kärnkraftverken.

Block	Konstruktionsperiod	Kommersiell drift
Oskarshamn 1	1966 - 1968	1972
Oskarshamn 2	1969 - 1971	1974
Barsebäck 1	1970 - 1972	1975 <sup>1)</sup>
Ringhals 2	1968 - 1971	1975
Ringhals 1	1968 - 1971	1976
Barsebäck 2	1972 - 1974	1977 <sup>2)</sup>
Forsmark 1	1972 - 1974	1980
Ringhals 3	1972 - 1974	1981
Forsmark 2	1975 - 1977	1981
Ringhals 4	1972 - 1974	1983
Forsmark 3	1976 - 1979	1985
Oskarshamn 3	1979 - 1982	1985

1) Barsebäck 1 stängdes 1999

2) Barsebäck 2 stängdes 2005

Ett antal större ny- och ombyggnadsprojekt har genomförts vid kraftverken under åren efter driftsättningen. Exempel på sådana projekt är införandet av tryckavlastningssystemen för reaktorinneslutningarna under 1980-talet (RAMA<sup>1</sup>/FILTRA<sup>2</sup>-projekten), moderniseringsprojektet vid Oskarshamn 1

---

<sup>1</sup> Reactor accident mitigating analysis

<sup>2</sup> Filtreat tryckavlastningssystem

på 1990-talet (projekt MOD), samt de stora moderniserings- och effekthöjningsprojekten på 2000-talet (exempelvis projekt PULS, power uprate with licensed safety, vid Oskarshamn 3, projekt PLEX (plant life extension) vid Oskarshamn 2, projekt SP2 (säkerhetsprojekt 2) vid Ringhals 1 och projekt Frej (Ringhals fyra effekthöjning och ånggeneratorbyte) vid Ringhals 4).

Vidare har ett antal händelser tillkommit som inte ingick i de ursprungliga konstruktionsförutsättningarna för framförallt de äldre anläggningarna, exempelvis beaktande av pooldynamiska förlopp, jordbävning och lokala dynamiska effekter av rörbrott.

Vid dessa om- och tillbyggnadsprojekt, samt vid kontroll för de tillkommande lastförutsättningarna har de nu gällande konstruktionsprinciperna som infördes 1979 och nu ges i *Boverkets konstruktionsregler, BKR* tillämpats.

För en och samma byggnad kan därför gällande konstruktionsförutsättningar utgöra en kombination av krav och förutsättningar från den ursprungliga dimensioneringen, samt av kompletterande förutsättningar som tillkommit efter det att anläggningen togs i bruk. I vissa fall kan därvid de tillkommande förutsättningarna ha ersatt de ursprungliga.

För att kunna förstå utformningen av de nu gällande konstruktionsbestämmelserna för de svenska kärnkraftverken måste man därför ha kännedom om de konstruktionsprinciper och normer som gällde vid uppförandet av de äldsta anläggningarna, samt hur dessa konstruktionsregler har vidareutvecklats under åren därefter. I det följande redovisas därför en översikt över utvecklingen av byggnormerna samt bestämmelserna för betong- och stålkonstruktioner under denna tidsperiod.

## 3.2 Byggreglernas utveckling

### 3.2.1 Allmänt

I *Svensk byggnorm SBN 67*, *SBN 1975* och *SBN 1980* tillämpades principen med tillåtna påkänningar och beräkningsmetoderna grundades på elasticitetsteori, dock med vissa undantag. Från och med slutet av 1960-talet till långt in på 1980-talet pågick ett nordiskt arbete med syfte att ta fram gemensamma nordiska säkerhets- och lastregler. Det resulterade bl a i *Retningslinier for last- og sikkerhetsbestemmelser for baerende konstruktioner* som kom ut 1978. Detta dokument uppdaterades 1987. Parallellt därmed pågick i Planverkets regi motsvarande inhemska arbete som resulterade i *Svensk byggnorm SBN avd A*, bakgrundsdokumentet *Allmänna regler för bärande konstruktioner AK79/81*, *Boverkets handbok om betongkonstruktioner BBK 79* och cirka ett decennium senare *Boverkets handbok om stålkonstruktioner BSK 87*. I *SBN avd 2A*, som trädde i kraft i december 1979, infördes säkerhetsbestämmelser baserade på sannolikheteoretiska principer och partialkoefficientmetoden. Här lanserades för första gången i svenska byggregler principerna för indelning av byggnader i säkerhetsklasser och dimensionering i specificerade gränstillstånd.

*SBN avd 2A* ersattes 1988 av *Boverkets Nybyggnadsregler, NR*, som i sin tur ersattes av *Boverkets konstruktionsregler BKR 94*, vilken trädde i kraft 1 januari 1994. I *BKR* placerades konstruktionsreglerna i ett separat dokument. En reviderad utgåva, *BKR 99*, trädde i kraft 1 januari 1999. Senaste version



av BKR utkom våren 2010. Varken *NR*, *BKR 94*, *BKR 99* eller nu gällande *BKR* av årgång 2010 har inneburit något principiellt nytt utöver *SBN 2A*, med tillhörande bestämmelser för betongkonstruktioner, *BBK 79*.

### 3.2.2 Betongkonstruktioner

#### - *Betongbestämmelserna 1949*

I dessa bestämmelser tillämpades principen med tillåtna spänningar och beräkningsmetoderna grundades på elasticitetsteori. För pelardäck och plattor tillämpades dock brottlinjeteorier.

#### - *Bestämmelser för betongkonstruktioner, B5, B6 och B7, 1965 – 68*

I dessa bestämmelser tillämpades i stort sett samma principer som i 1949 års bestämmelser. Ändringarna i förhållande till dessa gällde främst införandet av högre hållfasthetsklasser för betong och armering, lägre tillåtna skjuvspänningar i betong samt i vissa fall mer nyanserade beräkningsmetoder.

#### - *Bestämmelser för betongkonstruktioner 1979 (BBK 79)*

I dessa bestämmelser tillämpades flera nya principer: Bruksgränstillstånd och brottgränstillstånd skiljdes åt, partialkoefficientmetoden infördes och visst utnyttjande av plasticering i materialen accepterades. *BBK 79* tillämpades till en början som alternativ till *B5*, *B6* och *B7* men blev 1988 ensamt gällande i och med att *Boverkets Nybyggnadsregler* gavs ut. Nya utgåvor av *BBK* utkom 1994 och 2004. Dessa innehåller dock inga ändringar av principer och inte heller några andra ändringar av stor betydelse.

För spännbetongkonstruktioner tillämpades före tillkomsten av *BBK 79* dessutom:

#### - *Kungl. Väg- och vattenbyggnadsstyrelsen, Brobyggnadsanvisningar 1965.*

#### - *Statens Planverks spännbetongnormer för husbyggnader SBN-S25:21, i flera fall kompletterad med AB Strängbetongs arbetsbeskrivning av den 10.4.1970.*

Dessa normer är i princip uppbyggda på samma sätt som den senare normen *BBK 79*, d.v.s. bruksgränstillstånd och brottgränstillstånd skiljdes åt.

För vissa kontroller har även Vägverkets bronormer utnyttjats.

Bestämmelserna 1949 och 1965-68 var i stort sett självbärande, d.v.s. de innehöll också principer och endast komplettering med lastbestämmelser erfordrades. Ursprungligen var dessa bestämmelser upphandlingsbestämmelser för de statliga verken, men kom att tillämpas mycket mer allmänt. *BBK 79* var däremot starkt knuten till Planverkets *Svensk Byggnorm, SBN avd 2A 1979* som bl.a. innehöll de grundläggande principerna för dimensioneringen. Denna ersattes 1988 av Boverkets *Nybyggnadsregler*. På samma sätt är *BBK 94* knuten till *BKR 94*.

De förändringar som gjordes i samband med tillkomsten av *BBK 79* innebar i många fall att man kunde utnyttja materialens hållfasthetsegenskaper på ett betydligt bättre sätt än tidigare. Inom projekt FENIX (Fortsatt energiproduktion i existerande anläggning) för Oskarshamn 1 utfördes 1994 en utredning *Påverkan på inneslutningens bärförmåga p.g.a. ändrade byggregler*. Ur resultatet av denna utredning kunde det bland annat konstateras att vid

jämförelse mellan de regler som gällde då Oskarshamn 1 projekterades/byggdes och de regler som gäller idag visar att den nominella bärförmågan för slakarmerade betongkonstruktioner har ökat vid

- dragning
- böjning med eller utan normalkraft
- knäckning
- trycköverföring

Vid dimensionering med hänsyn till skjuvning och/eller vridning innebär dock de nya reglerna att den beräkningsmässiga bärförmågan i vissa fall minskar. Med hänsyn härtill gjordes för inneslutningen till Oskarshamn 1 en kontrollberäkning enligt *BBK 79* som gav resultatet att bärförmågan i dessa fall var tillräcklig. Även om den nämnda utredningen i första hand avsåg inneslutningen gällde slutsatserna även för övriga byggnader.

Möjligheten till att utnyttja materialens hållfasthetsegenskaper på ett bättre sätt, såsom nämnts ovan, är orsaken till att det i många fall (men inte i alla) varit möjligt att bibehålla befintliga betongkonstruktioner utan förstärkning i de fall då de förutsatta lasterna på konstruktionerna ökat.

Det bör även framhållas att de ovan beskrivna förändringarna i bestämmelserna inte innebär någon generell minskning av säkerheten. Man har istället eftersträvat en utjämning av säkerheten mellan olika material (betong och stål) och mellan olika typer av konstruktioner.

### 3.2.3 Stålkonstruktioner

#### - *Järmbestämmelser 1938*

Dessa bestämmelser kompletterades vid olika tidpunkter med ett antal specialbestämmelser, t.ex. *Byggsvetsnormer* som ofta ersatte betydelsefulla delar av de ursprungliga bestämmelserna. Principen om tillåtna spänningar tillämpades och beräkningsprocedurerna grundades på elasticitetsteori.

#### - *Stålbyggnadsnormer 1970-79 (StBK-N1, -N2, -N3, -N4 och -N5)*

Dessa normer innehåller fem olika enheter, som behandlar olika områden inom stålbyggnadstekniken. Principen om tillåtna spänningar och beräkning enligt elasticitetsteori bibehölls, varvid dock i speciella fall vissa modifieringar gjordes.

#### - *Bestämmelser för stålkonstruktioner 1987 (BSK)*

På samma sätt som för *BBK* tillämpades nya principer: Bruksgränstillstånd och brottgränsatillstånd skiljdes åt, partialkoefficientmetoden infördes och utnyttjande av plasticering av stålet möjliggjordes under vissa förutsättningar. I likhet med vad som gällde för betongkonstruktioner knöts *BSK* till *SBN avd 2A* och till *Nybyggnadsregler*. Nya utgåvor av *BSK* utgavs 1994, 1999 och 2007. Dessa innehåller dock inga ändringar av principerna.

Liksom för betongkonstruktioner medförde införandet av *BSK* ofta att stålets hållfasthetsegenskaper kunde utnyttjas på ett bättre sätt även om förändringarna inte var så påtagliga som för *BBK*.

### 3.2.4 Övergång till Eurokoderna

Informationen om Eurokoderna bygger på kontakter med Sture Åkerlund, (tidigare Boverket) och Bo Westerberg (konsult, tidigare Tyréns), båda involverade i utarbetandet av Eurokoderna och deras införande i Sverige, samt på information från Boverkets och Vägverkets hemsidor.

*Eurokoder* är europeiska standarder för dimensionering av bärande konstruktioner. De är utarbetade av den europeiska standardiseringsorganisationen European Committee for Standardization (CEN) på uppdrag av EU (European Union). Nationella standardiseringsorgan inom EU, som det svenska SIS, måste göra *Eurokoderna* till nationella standarder. Datum för övergång från svenska byggregler till eurokodsytetmet är planerat att ske kring årsskiftet 2010/2011. Innan dess är det dock tillåtet att som alternativ till *BKR* använda de europeiska konstruktionsstandarderna för bärande konstruktioner, dvs *Eurokoderna*. För närvarande finns alltså två parallella regelverk för byggkonstruktioner:

- *BKR* med tillhörande standarder, handböcker och annat
- *Eurokoder* + *EKS* (Tillämpning av europeiska konstruktionsstandarder) med tillhörande *EN-standarder* (EN, Eurocodes standard)

Efter årsskiftet 2010/2011 gäller enbart följande regelverk:

- *Eurokoder* + *EKS* med tillhörande *EN-standarder* och handböcker

Totala antalet *Eurokoder* är 59<sup>3</sup>. Utöver dessa *Eurokoder* innehåller eurokodsytetmet fem *ISO-standarder*<sup>4</sup>. Av de 59 *Eurokoder* kommer 13 inte att översättas till svenska, bl. a. gäller detta för samtliga sex *Eurokoder* under rubriken: *Jordbävningsresistent konstruktioner*. Sannolikt kommer inte heller de fem *ISO-standarderna* att översättas till svenska.

Eftersom varje EU-land själv kan bestämma vilka säkerhetsnivåer som ska gälla för olika typer av byggnader och anläggningar och även på grund av svårigheterna att komma överens under Eurokodarbetet tillåts s. k. nationella val i form av National Determined Parameters, NDP<sup>5</sup>. Dessa NDP publiceras dels som bilaga i tillhörande *Eurokod* men de publiceras även av föreskrivande myndighet i deras författningssamlingar. Boverket publicerar NDP i *BFS 2008:8 EKS med ändringar* och Vägverket i *VVFS 2004:43 med ändringar*<sup>6</sup>. På sikt ska alla NDP tas bort.

---

<sup>3</sup> Detta antal förutsätter att EN 1990, Bilaga A2, regler för broar, tolkas som en Eurokod eftersom det är ett separat dokument och inte en fysisk bilaga i EN 1990 Grundläggande dimensioneringsregler.

<sup>4</sup> På SIS hemsida finns en lista över alla de 64 standarder som tillhör eurokodsytetmet och där anges bl a även vilka standarder som inte översätts till svenska.

<sup>5</sup> Det är vanligt att NDP verkligen är enskilda parametrar, ofta med rekommenderade värden, men NDP kan även motsvara en metod med flera beräkningssteg. I det senare fallet kan ett land förkasta hela metoden och ersätta den med en annan.

<sup>6</sup> Dessa dokument finns att hämta på respektive myndighets hemsida.

*Eurokoderna* är formellt uppbyggd på i princip samma sätt som svenska byggregler dvs med föreskrifter (principer) och råd. Även det tekniska innehållet är likartat, dvs med partialkoefficienter och gränstillstånd.

### 3.2.5 Jämförelse mellan Eurokoderna och BKR

Införandet av *Eurokoderna* med svenska NDP som ersättning för det nuvarande svenska byggregelverket *BKR* med tillhörande handböcker för betong- och stålkonstruktioner *BBK/BSK* berör konventionella byggnader såväl som brokonstruktioner.

Boverket genomförde därför på 1990-talet en jämförelse med de preliminära ENV-versionerna (ENV, Eurocodes förstandard) med sina nationella anpassningsdokument NAD med då gällande svenskt byggregelverk. Dessa jämförelser är knappast relevanta idag, då de slutliga EN-versionerna (i varje fall för betong) skiljer sig ganska mycket från ENV. Emellertid kan man generellt säga att vid val av nationella parametrar har man i Sverige eftersträvat att resultatet ska skilja sig så lite som möjligt från vad dagens svenska regler ger. Någon publicerad studie som styrker detta kvantitativt finns emellertid ej vad vi vet.

Emellertid genomför Boverket för närvarande en remissomgång avseende övergången från de nationella konstruktionsreglerna i *Boverkets konstruktionsregler (BKR)* till eurokodsystemet. Remissen består av en reviderad *EKS* och följdändringar i *Boverkets byggregler (BBR)* avsnitt 1, 2, 4 och 5 med tillhörande konsekvensbeskrivning. Remisstiden går ut den 17 maj 2010. I detta material finns en konsekvensbeskrivning upprättad av Boverket avseende övergången från Boverkets konstruktionsregler till eurokodsystemet, *Konsekvensutredning avseende övergång från Boverkets konstruktionsregler till eurokodsystemet* daterad mars 2010. I bilaga 2 "Detaljkommentarer till ändringar av EKS" i detta dokument anges för betongkonstruktioner:

"Dimensionering av Betongkonstruktioner behandlas i fyra eurokoder. Dessa kommer tillsammans med Europeiska Konstruktionsstandarder EKS att ersätta avsnitt 7 i Boverkets konstruktionsregler BKR, Boverkets handbok om konstruktioner BBK samt i någon mån några andra diverse handböcker och allmänna råd. Det som behöver kompletteras i EKS rörande dimensionering av betongkonstruktioner är dessa nödvändiga regler i nuvarande BKR som måste finnas kvar för att upprätthålla svensk säkerhetsnivå och som ännu saknas i EKS. Det består av komplettering av regler om beständighet, utförande och kontroll samt några andra kompletteringar såsom det redogörs för nedan."

Här anges alltså att man via *EKS* "upprätthåller svensk säkerhetsnivå". Man hänvisar emellertid ej till någon publicerad kvantitativ jämförelse mellan gamla och nya regelverk.

Vidare anges i en annan konsekvensbeskrivning från november 2009 avseende uppdatering av *BKR (Konsekvensutredning enligt 4 § Förordning (2007:1244) om konsekvensutredning vid regelgivning, av förslag till ändring av Boverkets konstruktionsregler BKR)* följande:

"Enligt avsnitt 1:5 i BKR får man som alternativ eller komplettering till konstruktionslösningar i BKR även använda eurokoderna, de europeiska beräkningsstandarderna för bärande konstruktioner. BKR och

eurokoder utgör två separata beräkningssystem med vissa grundläggande skillnader i hur de är uppbyggda, men ska ändå leda till likvärdiga säkerhetsnivåer.”

Här anges alltså i allmänna ordalag att *BKR* och *Eurokoderna* ska ”leda till likvärdiga säkerhetsnivåer”.

Vägverket och Banverket (numera ingående i Trafikverket) har nyligen tillsammans utfört en genomräkning av ett antal redan befintliga broar med användning av *Eurokoderna*. Dessa broar var ursprungligen dimensionerade med det tidigare gällande regelverket. Detta arbete genomfördes av ett antal aktörer i branschen. Ej heller här finns emellertid vad vi vet någon publicerad utvärdering där *Eurokoderna* jämförs med tidigare svenskt regelverk. Vägverket har emellertid beslutat att från och med 1 juli 2009 tillämpa *TK Bro (Tekniska krav bro)* vid dimensionering av brokonstruktioner, som hänvisar till *Eurokoderna*.

## 3.3 Tillämpade konstruktionsprinciper och regelverk

### 3.3.1 Ursprungliga konstruktionsprinciper

Oskarshamn 1 är den äldsta svenska kärnkraftsanläggningen. Konstruktionsarbetet bedrevs under åren 1966 till 1968 av konstruktionskontoret på AB Armerad Betong. Vid denna tidpunkt fanns av naturliga skäl inga gällande krav eller etablerad praxis att falla tillbaks på vid framtagning av konstruktionsförutsättningarna. Reglerna som tillämpades baserades på *Betongbestämmelserna* från 1949 och *Kungliga Väg- och vattenbyggnadsstyrelsens Brobyggnadsanvisningar* av år 1965. Tillkommande krav i övrigt, exempelvis att säkerställa inneslutningens täthet, bestämdes till stor del efter diskussioner under projekteringsfasen mellan Oskarshamns Kraftgrupp AB, Redam (ASEA-Atoms bolag för uppförandet) och prof. Lars Östlund vid Lunds Tekniska Högskola.

Bland annat bestämdes att inneslutningen skulle dimensioneras för ett s.k. konstruktionstryck av 4.5 bar (absoluttryck (abs)) med en tillhörande maximal temperatur av 150 °C, motsvarande ett brott på reaktorns huvudcirkulationsledning (en s.k. LOCA-händelse (loss of coolant accident)). Täthet över inneslutningsväggen skulle säkerställas genom att visa att inga resulterande snittdragkrafter uppstod vid konstruktionstrycket i kombination med tillhörande temperaturer. En säkerhetsmarginal för inneslutningens täthet infördes genom ett krav att spänningen i tätplåten inte fick överskrida sträckgränsen vid konstruktionsövertrycket 3.5 bar multiplicerat med 1.5. Kompletterande kontroll genomfördes för att även säkerställa reaktorinneslutningens bärförmåga mot brott för konstruktionsövertrycket multiplicerat med 2.0.

Tre övergripande konstruktionsprinciper blev alltså styrande för utformningen av reaktorinneslutningen Oskarshamn 1:

1. Spännarmeringen dimensionerades så att inga resulterande snittdragkrafter uppstod i inneslutningsväggen på grund av kombinationer av tryck- och temperatureffekter till följd av tryck i inneslutningen upp till

högst 4.5 bar abs (konstruktionstrycket), d.v.s. ett övertryck i inneslutningen av 3.5 bar.

2. Spänningarna i tätplåten skulle vara linjärelastiska för upp till 50 % överskridande av övertrycket enligt punkt 1.
3. Inneslutningen skulle visas ha bärförmåga mot brott för upp till 100 % överskridande av övertrycket enligt punkt 1.

Dessa grundläggande konstruktionsprinciper för Oskarshamn 1 har sedermera även tillämpats vid uppförandet av de övriga reaktorinneslutningarna vid Oskarshamns- och Barsebäcksverket.

Även för de statliga anläggningarna Forsmark och Ringhals utnyttjades krav 1 och 2 enligt ovan såsom övergripande konstruktionsprinciper. Enligt vår kännedom användes dock ej krav 3.

### 3.3.2 Svåra haverier

Efter incidenten vid kärnkraftverket i Three Mile Island 1979 infördes i Sverige krav på kontrollerad tryckavlastning av reaktorinneslutningarna vid svåra haverier. Detta krav gällde även för de redan driftsatta anläggningarna. Krav infördes också på genomförande av konsekvensanalyser till följd av svåra haverier, samt att verifiera inneslutningarnas täthet och bärförmåga för sådana händelser.

### 3.3.3 Övriga tillkommande konstruktionskrav

Under senare år har krav på kontroll av de säkerhetsrelaterade byggnaderna för ytterligare ett antal händelser tillkommit. De viktigaste av dessa är kontroll av byggnadernas kapacitet att uppta effekterna av jordbävning, laster av tromber och trombgenererade missiler och extrema yttre översvämningar, samt specifikt för inneslutningarna effekterna av hydrodynamiska laster till följd av pooldynamiska förlopp i kondensationsbassängen.

För de senast uppförda anläggningarna, Oskarshamn 3 och Forsmark 3, ingick dessa händelser redan i de ursprungliga konstruktionsförutsättningarna och är sålunda dimensionerade härför. De flesta av de äldre anläggningarna är kontrollerade för dessa händelser i efterhand. Kontrollerna visar att lasteffekterna oftast kan tas upp inom den robusthet som finns inbyggd i byggnadskonstruktionerna, men i vissa fall har förstärkningsåtgärder varit nödvändiga.

### 3.3.4 Nu gällande konstruktionsprinciper och dimensioneringsregler

I syfte att skapa enhetliga principer och ett konsistent regelverk att användas vid ny- och omkonstruktion samt vid kontrollberäkning av byggnader, togs i slutet av 1990-talet inom ramen för projekt BOKA (Barsebäck Oskarshamn konstruktionsanalys) vid Oskarshamn 2 och Barsebäck 1/2, fram ett dokument med titeln *Dimensioneringsregler för byggnader vid kärntekniska anläggningar (DRB:1998)*. Styrande vid framtagningen av detta dokument har varit att formulera dimensioneringsregler som är i överensstämmelse med intentionerna i nu gällande föreskrifter för byggnader i Sverige, men samtidigt även att ta tillvara den praxis som tillämpats inom kärnkraftsindustrin,

samt i övrigt tydligare ansluta konstruktionskraven till den kärntekniska säkerhetsfilosofin. Under 2001 genomgick *Dimensioneringsregler för byggnader DRB* en omfattande uppdatering och den nu gällande utgåvan *DRB:2001* utgavs i början av 2002. *DRB:2001* gällde ursprungligen endast för anläggningarna vid Oskarshamns- och Barsebäcksverken, men under senare år har även anläggningarna i Forsmark och Ringhals anslutit sina byggnader till regelverket.

*DRB:2001* innehåller regler för dimensionering och analys av säkerhetsrelaterade byggnader vid kärntekniska anläggningar. Dokumentet innehåller principer för kategorisering av laster i permanenta laster, variabla laster och olyckslaster. Dimensionerande lastkombinationer i respektive gränstillstånd har tagits fram, samt även konstruktionskrav vad gäller funktion, täthet, bärformåga och beständighet.

En viktig målsättning med arbetet med *DRB:2001* var att tydligare knyta samman krav och förutsättningar för byggnader med anläggningarnas säkerhetsredovisningar. Detta har exempelvis inneburit att de olika lastkombinationer som anges i *DRB:2001* och som baseras på de grundläggande principerna för partialkoefficientmetoden enligt *BKR*, hänförs till specificerade händelser i händelseklasser H1-H5 enligt säkerhetsredovisningens bestämmelser.

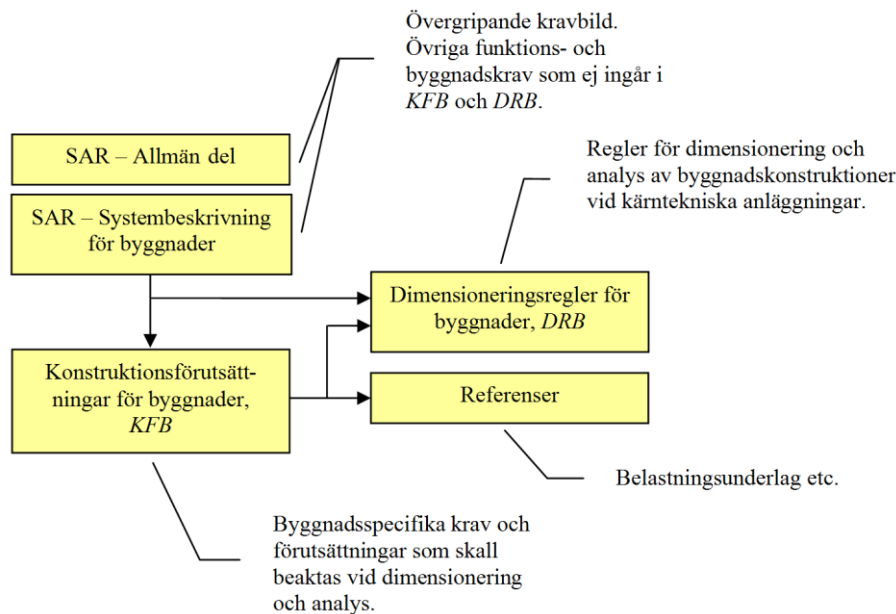
Anläggningsägarnas drifttillstånd baseras på en säkerhetsredovisning, SAR (Safety Analysis Report), som utgör det övergripande anläggnings-specifika kravdokumentet för den kärntekniska anläggningen. Här anges den fullständiga kravhierarkin för anläggningen, inkluderande svensk lagstiftning, svenska föreskrifter och villkor utgivna av SSM, SAR samt övriga normer, guider och standarder. Den samlade kravbilden för byggnader framgår därmed av SAR med tillhörande referenser. *Dimensioneringsregler för byggnader vid kärntekniska anläggningar (DRB:2001)* ikraftsätts med en referens från säkerhetsredovisningen. Byggnadsspecifika krav och förutsättningar som skall beaktas vid dimensionering och analys styrs av de krav som redovisas i säkerhetsredovisningen och anges i konstruktionsförutsättningar för aktuell byggnad (*KFB*). I figur 3.1 åskådliggörs den principiella strukturen för anläggnings-specifika dokument avseende krav på byggnader.

Reglerna i *DRB:2001* omfattar i huvudsak betong- och stålkonstruktioner, men även andra konstruktionsmaterial som ingår i de bärande och tätande byggnadskonstruktionerna samt berörda delar av berg och jord. Som exempel på andra konstruktionsmaterial kan nämnas material i lagerkonstruktioner och tätande konstruktionsdelar.

För vissa byggnadskonstruktioner av tryckkärlskaraktär samt för mekaniska konstruktionsdelar fast monterade i byggnaderna kan eventuellt andra normer vara tillämpliga. För sådana fall skall i handlingar tydligt redovisas gränsdragningen för respektive norms giltighet.

*DRB:2001* gäller vid all ny- och omkonstruktion av byggnader som har en avsedd livslängd av maximalt 100 år. Den gäller även i de fall en analys och kontrollberäkning av befintliga byggnadskonstruktioner anses erforderlig. Vid analys eller kontroll av befintliga anläggningar kan undantagsvis normer för ursprunglig dimensionering användas. Detta får dock endast ske efter särskild prövning.

Figur 3.1 Principiell struktur för anläggnings specifika dokument avseende krav på byggnader



## 3.4 Exemplifiering av dimensioneringsprincipernas utveckling

### 3.4.1 Inledning

Oskarshamn 1 är den äldsta kärnkraftsanläggningen i Sverige, medan Oskarshamn 3 representerar den senaste generationens kärnkraftverk. Oskarshamnsverkets tre anläggningar utgör därför ett bra exempel för åskådliggörande av hur dimensioneringsprinciperna och tillämpliga normer för byggnadskonstruktioner har utvecklats över åren. Här nedan följer därför en kort sammanställning av de viktigaste ursprungliga dimensioneringsprinciperna och lastförutsättningarna som gällde för Oskarshamn 1, Oskarshamn 2 och Oskarshamn 3. Syftet med sammanställningen är alltså att visa på de viktigaste utvecklingstendenserna under dessa år, exemplifierat för ett av de svenska kärnkraftverken, och utgör därför ingen komplett beskrivning av konstruktionsförutsättningarna för de studerade blocken. Sammanställningen ges för reaktorinneslutningen och reaktorbyggnaden vid respektive block.

### 3.4.2 Oskarshamn 1

#### Reaktorinneslutningen

- Ursprungliga dimensioneringsprinciper

Eftersom Oskarshamn 1 är den äldsta svenska anläggningen fanns det inte någon gällande praxis eller krav att falla tillbaka på när konstruktionsförutsättningarna togs fram. I kapitel 3.3.1 beskrivs hur processen framskred då dimensioneringsprinciperna togs fram. Efter ingående diskussioner och utredningar utkristalliserades tre övergripande kon-



struktionsprinciper som blev styrande för utformningen av reaktorinneslutningen Oskarshamn 1:

1. Spännarmeningen dimensionerades så att inga resulterande snitt-dragkrafter uppstod i inneslutningsväggen på grund av kombinationer av tryck- och temperatureffekter till följd av tryck i inneslutningen upp till högst 4.5 bar abs (konstruktionstrycket), d.v.s. ett övertryck i inneslutningen av 3.5 bar.
2. Spänningarna i tätplåten skulle vara linjärelastiska för upp till 50% överskridande av övertrycket enligt punkt 1.
3. Inneslutningen skulle visas ha bärförmåga mot brott för upp till 100% överskridande av övertrycket enligt punkt 1.

Beräkningsmetoderna i de normer som tillämpades vid den ursprungliga dimensioneringen av reaktorinneslutningen (*Betongbestämmelserna 1949* och *Brobyggnadsanvisningarna 1965*) baserades på elasticitetsteori och på principerna om tillåtna påkänningar. Detta innebär att inga partialsäkerhetsfaktorer applicerades på lasterna utan säkerheten mot brott tillgodosågs genom att beräknade påkänningar i strukturen inte fick överstiga vissa definierade ”tillåtna påkänningsvärden”.

- Ursprungliga lastförutsättningar

De ursprungliga lastförutsättningarna i reaktorinneslutningen framgår av *ASEA-ATOM, FKEAOK100*. I detta dokument redovisas tryck- och temperaturförlopp i inneslutningen vid rörbrott, samt belastningar till följd av säkerhetsventilblåsning och sprinkling. I detta sammanhang bör specifikt nämnas de laster som var dimensionerande med avseende på inneslutningskärlet. Detta dimensionerades för ett maximalt inre tryck i inneslutningen av 450 kPa (abs). Tillhörande maximal gastemperatur i inneslutningen sattes till 150 °C. Kortvariga lokala yttemperaturer antogs kunna uppgå till 280 °C. Maximal tryckdifferens mellan primär- och sekundärutrymmet sattes till 200 kPa och dimensionerande undertryck i inneslutningen angavs till 50 kPa (abs).

### **Reaktorbyggnaden**

- Ursprungliga dimensioneringsprinciper

För dimensionering av betongkonstruktionerna gällde provisoriska versioner av *Bestämmelser för betongkonstruktioner (BFB B5-1965)*, samt för stålkonstruktionerna i första hand *Bestämmelser för stålkonstruktioner BSK 1967* (Statens Planverk) med *Järnbestämmelserna 1938*. Dessa normer baserades på elasticitetsteori och principen att beräknade spänningar inte fick överskrida fastställda ”tillåtna påkänningsvärden”.

- Ursprungliga lastförutsättningar

Belastningarna på byggnaden utgjordes huvudsakligen av en generellt utbredd last av 1000 kg/m<sup>2</sup> på samtliga bjälklagsplan, samt av kompletterande belastningsritningar för speciella komponenter. Värden för vind- och snölast var enligt *Anvisningar till byggnadsstadgan BABS 1960*. Byggnaden dimensionerades även specifikt för tappad bränsletransportflaska i lyftschaktet.

### 3.4.3 Oskarshamn 2

#### Reaktorinneslutningen

- Ursprungliga dimensioneringsprinciper

På motsvarande sätt som för Oskarshamn 1, gällde de tre grundläggande konstruktionsprinciperna enligt ovan, även för inneslutningskärlet Oskarshamn 2. I övrigt för betongkonstruktionerna gällde *Bestämmelser för betongkonstruktioner (B5, B6 och B7)*, samt för stålkonstruktionerna i första hand *Stålbyggnadsnorm SBN-S26*. De spännarmerade konstruktionerna dimensionerades enligt *Statens Planverks spännbetongnormer SBN-S25:21*.

- Ursprungliga lastförutsättningar

Reaktorinneslutningen Oskarshamn 2 konstruerades utifrån lastförutsättningarna angivna i *Oskarshamnsverket 2; Anvisningar och beskrivningar för byggnadsarbeten. Reaktorinneslutningen, Beskrivning av funktion och utformning, 1970*. Inneslutningen dimensionerades för ett maximalt inre tryck av 500 kPa (abs). Tillhörande maximal gastemperatur i inneslutningen sattes till 157 °C. Kortvariga lokala yttemperaturer antogs kunna uppgå till 280 °C. Maximal tryckdifferens mellan primär- och sekundärutrymmet sattes till 240 kPa och dimensionerande undertryck i inneslutningen angavs till 50 kPa (abs). Lastkombinationerna indelades i vanliga, exceptionella och extrema kombinationer.

#### Reaktorbyggnaden

- Ursprungliga dimensioneringsprinciper

Vid tidpunkten för uppförandet av reaktorbyggnaden Oskarshamn 2 tillämpades *Svensk Byggnorm, SBN 67*. För dimensionering av betongkonstruktionerna gällde därmed *Bestämmelser för betongkonstruktioner (B5, B6 och B7)*, samt för stålkonstruktionerna i första hand *Stålbyggnadsnorm SBN-S26* (Statens Planverks publikation nr. 8) med *Järnbestämmelserna 1938*. Beräkningsmetoderna i dessa normer baserades på elasticitetsteori och på principerna om tillåtna påkänningar.

- Ursprungliga lastförutsättningar

Betongbjälklagen dimensionerades generellt för en jämnt utredd last av 1000 kg/m<sup>2</sup>, utom på reaktorhallsplanet där 3000 kg/m<sup>2</sup> gällde. Belastningar i övrigt på bjälklagen framgår av belastningsritningar. Snö- och vindlast dimensionerades enligt *SBN 67*.

### 3.4.4 Oskarshamn 3

#### Reaktorinneslutningen

- Ursprungliga dimensioneringsprinciper

De tre grundläggande konstruktionsprinciperna som gällde för Oskarshamn 1 och 2, tillämpades även för inneslutningskärlet vid Oskarshamn 3, emellertid med betydligt större säkerhetsmarginaler. Betongkonstruktionerna dimensionerades enligt *ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Div 2, Article CC3100-CC3522* och *CC3900-CC3932*. För konstruktionsdelar och lastfall som saknade betydelse för

inneslutningsfunktionen och andra säkerhetsrelaterade funktioner tillämpades *Bestämmelser för betongkonstruktioner BBK79* vid dimensioneringen, alltså dimensionering enligt partialkoefficientmetoden. Inneslutningslocket och övriga tryckbärande stålkonstruktioner dimensionerades enligt *ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Div 1, Article NE3000*. Tätplåten och anslutna delar av rör genomföringarna dimensionerades enligt *ASME Section III, Div 2 Article CC3100-CC3340* och *CC3600-CC3932*. Övriga stålkonstruktioner dimensionerades enligt *Stålbyggnadsnorm 70 StBK-N1, Byggsvetsnorm StBK-N2* och *Skruvförbandsnorm StBK-N3*.

- Ursprungliga lastförutsättningar

Inneslutningskärlet dimensionerades för ett maximalt inre tryck i inneslutningen av 600 kPa (abs). Tillhörande maximal gastemperatur i inneslutningen sattes till 172 °C. Kortvariga lokala temperaturer i närheten av brottstället antogs kunna uppgå till 280 °C. Maximal tryckdifferens mellan primär- och sekundärutrymmet sattes till 240 kPa och dimensionerande undertryck i inneslutningen angavs till 50 kPa (abs).

Inneslutningen dimensionerades för jordbävning med en maximal horisontell markacceleration av 0.15g och maximal vertikal markacceleration av 0.10g baserat på förutsättningarna i de amerikanska bestämmelserna i *US NRC Reg. Guide 1.60*.

### Reaktorbyggnaden

- Ursprungliga dimensioneringsprinciper

Betongkonstruktionerna dimensionerades enligt *Bestämmelser för Betongkonstruktioner, BBK79, 1979 (Band 1 Konstruktion och Band 2 Material, utförande och kontroll)* samt *Svensk Byggnorm 1980 kap 21A, 22A och 25A*. Detta innebär att partialkoefficientmetoden tillämpades, inklusive indelning av byggnader i säkerhetsklasser och dimensionering i gränstillstånd. Stålkonstruktionerna dimensionerades enligt *Stålbyggnadsnorm 70, StBK-N1, Byggsvetsnorm StBK-N2, Skruvförbandsnorm StBK-N3* och *Svensk Byggnorm 1980*.

- Ursprungliga lastförutsättningar

Vid dimensioneringen gjordes en indelning av lasterna i följande grupper:

a. Laster enligt *Svensk Byggnorm 1980 kap 21A, 22A och 25A* för betongkonstruktioner samt kap 21, 22 och 25 för stålkonstruktioner.

b. Övriga laster i byggskedet och montageskedet.

c. Övriga laster vid drift och avställning.

d. Haverilaster (till följd av rörbrott m.m.)

e. Extrema yttre laster.

Vid dimensionering enligt *BBK79* utvärderades lasteffekterna för grupperna (a)-(d) i enlighet med principerna i bruks- och brottgränstillstånd medan lastkombinationer innehållande laster ur grupp (e) utvärderades i brottgränstillstånd vid olyckslast.

Vid dimensioneringen av stålkonstruktioner för laster a) – c) gjordes detta med tillåtna påkänningar för normala och exceptionella lastfall enligt *Stålbyggnadsnorm 70*. För lastkombinationer innehållande laster d) – e) skulle den formella brottsäkerheten vara lägst 1.1. Med formell brottsäkerhet avses förhållandet mellan konstruktionens ”undre” sträckgräns och spänningar vid verklig last inklusive partialkoefficienter.

Vad gäller laster som kan hänföras till yttre påverkan dimensionerades reaktorbyggnaden utöver för konventionella laster enligt *Svensk Byggnorm 1980* även bland annat för tromblaster och trombgenererade missiler och för kollaps av skorstenen.

Ursprungligen dimensionerades reaktorbyggnaden för jordbävning av typ SSE (Safe Shutdown Earthquake) för en maximal horisontell markacceleration av 0.15g och en maximal vertikal markacceleration av 0.10g, i enlighet med principerna i *U.S. NCR Reg. Guide 1.60*.

# 4. Sammanfattning av regelverk i olika länder

## 4.1 Inledning

I detta kapitel redovisas övergripande hur uppförandet och driften av kärnkraftsanläggningar regleras i ett antal länder, tillsammans med information om hur dimensionering av säkerhetsklassade bärande betongkonstruktioner hanteras. De länder som behandlas är:

- USA (avsnitt 4.2.1)
- Kanada (avsnitt 4.2.2)
- Finland (avsnitt 4.3.1)
- Frankrike (avsnitt 4.3.2)
- Storbritannien (avsnitt 4.3.3)
- Sverige (avsnitt 4.3.4)

## 4.2 Nordamerika

### 4.2.1 USA

Uppförande, driftsättning och drift av kärnkraftverk kontrolleras av Nuclear Regulatory Commission (NRC) baserat på de föreskrifter som anges i *Title 10 of the Code of Federal Regulations, Energy*. I *Part 50 (Domestic licensing of production and utilization facilities)* ingår många av de bestämmelser som berör kärnkraftverk. I en bilaga (*Appendix A, General Design Criteria for Nuclear Power Plants*) till *Part 50* anges dimensioneringskrav för kärnkraftsverk. I tabell 4.1 specificeras de viktigare *General Design Criteria (GDC)* vad gäller reaktorinneslutningar. Nämnas i sammanhanget bör också *Part 52 (Licenses, certifications, and approvals for nuclear power plants)* med tillhörande *Regulatory Guide 1.206 (Combined License Applications for Nuclear Power Plants)*, vilka behandlar licensieringen av nya anläggningar i USA.

De krav som redovisas i *Title 10* är kortfattade och på en övergripande nivå. I *Regulatory Guides*, utgivna av NRC, ges information som mer i detalj definierar hur tillståndshavare förväntas implementera gällande föreskrifter. NRC publicerar även s.k. *NUREG*<sup>7</sup>-dokument för att ytterligare beskriva NRC:s förväntningar, att användas av NRC:s personal vid granskning av ansökningar om att uppföra och driftsätta anläggningar (*Standard Review Plans*), eller för att till exempel summera relevanta forskningsresultat.

---

<sup>7</sup> Nuclear Regulatory

I tabell 4.2 redovisas de viktigaste *NUREG*-dokumenten som direkt berör betongkonstruktioner vid kärnkraftverk. Utöver de listade dokumenten finns ett antal ytterligare dokument som behandlar viktiga områden som måste beaktas vid dimensionering av betongkonstruktioner. Exempelvis finns ett antal *NUREG*-dokument avseende hantering av jordbävningshändelser.

*NUREG*-dokumenten pekar i sin tur ofta på andra dokument som om de utnyttjas med de modifikationer, tillägg och begränsningar som finns specificerade i *NUREG*-rapporterna kan anses uppfylla de krav som ställs i gällande regelverk. Vanligtvis utgörs dessa referenser av industristandarder eller liknande. Ett antal viktigare sådana dokument redovisas i tabell 4.3. Ingen revisionsinformation ges i tabell 4.3 eftersom olika utgåvor av de listade dokumenten hänvisas till från olika *NUREG*-dokument. I föreliggande rapport utnyttjas den senaste utgåvan av industristandarder och liknande vid utvärdering och jämförelser om inget annat anges.

*Tabell 4.1 Specifikation av viktigare GDC i Appendix A av Part 50 i Title 10 of the Code of Federal Regulations avseende inneslutningar.*

<b>Beteckning</b>	<b>Behandlar</b>
GDC1	Reactor containment being designed, fabricated, erected, tested and inspected to quality standards commensurate with the importance of the safety function to be performed
GDC2	Design bases for protection against natural phenomena
GDC4	Environmental and dynamic effects design bases
GDC16	Containment design
GDC38	Containment heat removal
GDC41	Containment atmosphere cleanup
GDC50	Containment design basis
GDC51	Fracture prevention of containment pressure boundary
GDC52	Capability for containment leakage rate testing
GDC53	Provisions for containment testing and inspection
GDC54	Piping systems penetrating containment
GDC55	Reactor coolant pressure boundary penetrating containment
GDC56	Primary containment isolation
GDC57	Closed system isolation valves

Tabell 4.2 NUREG-dokument som direkt berör betongkonstruktioner.

Nr	Titel	Rev.
RG 1.136	Design limits, loading combinations, materials, construction, and testing of concrete containments	Rev. 3 March 2007
RG 1.142	Safety-related concrete structures for nuclear power plants (other than reactor vessels and containments)	Rev. 2 November 2001
RG 1.199	Anchoring components and structural supports in concrete	Rev. - November 2003
RG 1.206	Combined License Applications for Nuclear Power Plants	Rev. - June 2007
0800 SRP 3.8.1	Standard review plan – Concrete containment	Rev. 2 March 2007
0800 SRP 3.8.3	Standard review plan – Concrete and steel internal structures of steel or concrete	Rev. 2 March 2007
0800 SRP 3.8.4	Standard review plan – Other seismic category I structures	Rev. 2 March 2007
0800 SRP 3.8.5	Standard review plan – Foundations	Rev. 2 March 2007

Tabell 4.3 Ett antal viktigare industristandarder som det hänvisas till från NUREG-dokument som direkt berör betongkonstruktioner.

Beteckning	Titel
ACI 349	Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete Structures, American Concrete Institute
ASME B&PV Code Sect III, Div 2	ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 2, Subsection CC, Code for Concrete Reactor Vessels and Containments, American Society of Mechanical Engineers.

#### 4.2.2 Kanada

I Kanada är Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC) ansvarig för regelverk och kontroll avseende kärnkraftsverk. Deras bemyndigande baseras på *Nuclear Safety & Control Act* från år 2000. CNSC ger ut såväl föreskrifter avseende kärnteknisk verksamhet såsom dokument till vägledning vid ansökan om tillstånd för upprättande av nya kärnkraftverk. I tabell 4.4 redovisas de CNSC-dokument som är av intresse för betongkonstruktioner vid kärnkraftverk. Det finns även lagar och förordningar upprättade av andra statliga myndigheter som berör kärnteknisk verksamhet.

Tabell 4.4 CNSC-dokument av intresse för betongkonstruktioner vid kärnkraftverk.

<b>Regelverk</b>		
Nuclear Safety and Control Act		
Radiation protection		
Class I nuclear facilities		
<b>Vägledande dokument</b>		
Beteckning	Titel	Utgåva
RD-310	Safety analysis of nuclear power plants	February 2208
RD-337	Design of nuclear power plants	November 2008
RD-360	Life extension of nuclear power plants	February 2008
R-7	Requirements for Concrete Containment Systems for CANDU Nuclear Power Plants	February 1991

CNSC uppdaterar för närvarande sitt regelverk och sin licensieringsprocess så att den bättre ska överensstämma med internationella konventioner och praxis, intentionen är att regelramverket ska vara i linje med de *Safety Standards* som har upprättats av International Atomic Energy Agency (IAEA). Bland annat håller man på att upprätta dokument att användas vid granskning av ansökningar för nya kärnkraftverk, dessa ska i princip motsvara de Standard Review Plans som tillämpas i USA. Vad gäller reaktorinneslutningar och andra säkerhetsklassade byggnadskonstruktioner finns för närvarande bakgrundsdokumentet Scanscot Technology *CNSC 397.1 Recommendations on Assessing Civil Structures for New Nuclear Power Plants* framtaget att utgöra underlag för CNSC:s framtagande av kanadensiska ”Standard Review Plan, SRP”.

För nya reaktorer och för de redan existerande CANDU<sup>8</sup>-reaktorerna finns ett antal standarder utgivna av Canadian Standards Association (CSA). De som direkt berör betongkonstruktioner redovisas i tabell 4.5. I vissa fall refererar CSA-dokumenterna till *NBCC, National Building Code of Canada (NBCC 2005)*, av speciellt intresse för betongkonstruktioner är *Volume 1, Part 4 Structural Design*.

---

<sup>8</sup> Canada Deuterium Uranium



Tabell 4.5 CSA-standarder som direkt berör betongkonstruktioner vid kärnkraftverk.

Nr	Titel	Rev.
A23.1	Concrete materials and methods of concrete construction	Update No. 3 June 2006
A23.2	Methods of test and standard practices for concrete	Update No. 3 June 2006
A23.3	Design of concrete structures	Update No. 2 July 2007
N291	Requirements for safety-related structures for CANDU nuclear power plants	March 2008
N287.1	General Requirements for Concrete Containment Structures for CANDU Nuclear Power Plants	July 1993 Reaffirmed 2004
N287.2	Material requirements for concrete containment structures for CANDU nuclear power plants	March 2008
N287.3	Design requirements for concrete containment structures for CANDU nuclear power plants	February 1993 Reaffirmed 2004
N287.4	Construction, fabrication, and installation requirements for concrete containment structures for CANDU nuclear power plants	November 1995 Reaffirmed 2003
N287.5	Examination and testing requirements for concrete containment structures for CANDU nuclear power plants	July 1993 Reaffirmed 2004
N287.6	Pre-operational proof leakage rate testing requirements for concrete containment structures for CANDU nuclear power plants	February 1994 Reaffirmed 2004
N287.7	In-service examination and testing requirements for concrete containment structures for CANDU nuclear power plants	May 2008

## 4.3 Europa

### 4.3.1 Finland

*Nuclear Energy Act* och *Nuclear Energy Decree* (tabell 4.6) reglerar användandet av kärnkraft i Finland. Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK) är den myndighet som har ansvaret för upprättande av regelverk för kärntekniska anläggningar samt för att inspektion av dessa anläggningar genomförs, medan det är regeringen som är formell tillståndsgivare. Det är STUK som förbereder och till regeringen föreslår regelverk rörande kärnkraftverks säkerhet. Regeringen fastställer sedan det gällande regelverket.

I *YVL Guides*, kärnkraftverksdirektiv utgivna av STUK, redovisas detaljerade regler för kärnkraftverk som tillståndshavare och andra måste uppfylla. Standarder är generellt att betrakta som rekommendationer, i undantagsfall kan de upphöjas till att vara bindande. När myndigheterna anser att det finns ett behov av att ge exempel på acceptabla metoder kan i *YVL Guides* ges referenser till standarder. I *YVL Guides* anges att i den mån det finländska regelverket ej är heltäckande ska internationellt accepterade normer eller standarder användas. Härvid ska det applicerade regelverket vara konsistent.

I tabell 4.7 redovisas de *YVL Guides* som är av störst intresse för betongkonstruktioner vid kärnkraftsverk tillsammans med normer och standarder etc. som *YVL Guides* refererar till.

*Tabell 4.6 Nuclear Energy Act, Nuclear Energy Decree samt regeringsbeslut.*

Nr	Titel	Rev.
990/1987	Nuclear Energy Act 990/1987	amendments up to 769/2004
161/1988	Nuclear Energy Decree 161/1988	amendments up to 430/2004
State (395/91)	Decision of the Council of State on the general regulations for the safety of nuclear power plants	-
State (396/91)	Decision of the Council of State on the general regulations for physical protection of nuclear power plants	-
State (397/91)	Decision of the Council of State on the general regulations for emergency response arrangements at nuclear power plants	-

*Tabell 4.7 YVL Guides och refererade normer och standarder som direkt berör betongkonstruktioner vid kärnkraftverk.*

Nr	Titel	Rev.
YVL 1.0	Safety criteria for design of nuclear power plants	12 januari 1996
YVL 2.0	Systems design for nuclear power plants	1 juli 2002
YVL 2.1	Nuclear power plant systems, structures and components and their safety classification	26 juni 2000
YVL 4.1	Concrete structures for nuclear facilities	22 maj 1992
B1	Konstruktioners säkerhet och belastningar	1998
B2	Bärande konstruktioner	1990
B4	Betongkonstruktioner	2005

### 4.3.2 Frankrike

Det är Nuclear Safety Authority (ASN) som reglerar säkerheten vid kärnkraftverk i Frankrike baserat på lagen 2006-686 daterad den 13 juni 2006 (*Nuclear transparency and safety*, allmänt kallad "TSN-lagen"). Vad gäller dimensioneringen av betongkonstruktioner är det tillståndshavaren Electricité de France (EDF) som under årens lopp har upprättat anvisningar. I tabell 4.8 redovisas de tidigare gällande anvisningarna *Design and construction rules for civil works of PWR nuclear islands (RCC-G)* och de som gäller för den senaste generationens anläggningar (*ETC-C*) nu under uppförande. Ett omfattande arbete har genomförts för att koppla ihop *ETC-C* med de övergripande franska säkerhetskraven. *ETC-C* hänvisar i sin tur till *Eurokoderna* i fråga om detaljerade konventionella dimensioneringsanvisningar. En sammanställning av dokument ges i tabell 4.8.

Tabell 4.8 Nivå 1 t.o.m. 3 dokument i Frankrike med fokus på betongkonstruktioner.

Nr	Titel	Rev.
2006-686	Nuclear transparency and safety (TSN)	13 juni 2006
RCC-G	Design and construction rules for civil works of PWR nuclear islands	Juli 1988
ETC-C	EPR technical code for civil works	April 2006
EN	Eurokoderna	N/A

### 4.3.3 Storbritannien

Det är Health and Safety Executive (HSE) som reglerar dimensionering, konstruktion, uppförande och drift av kärnkraftsanläggningar, och ansvarar för deras säkerhetskrav ("safety"), samt licensiering av anläggningarna. HSE är även ansvariga för utveckling och implementering av gällande föreskrifter. Licensiering krävs i enlighet med *Nuclear Installation Act 1965 (NIA)* som tillsammans med *Health and Safety at Work etc. Act 1974* utgör det övergripande lagverket för kärnkraftsanläggningar i Storbritannien. Licensieringen handhas av Nuclear Directorate (ND) och övervakningen av att säkerhetskraven vid anläggningarna uppfylls av Nuclear Installations Inspectorate (NII), vilka båda ingår som en del av HSE. Office for Civil Nuclear Security (OCNS), som också är en del av ND, är den myndighet som ansvarar för civila kärnkraftsanläggningars fysiska säkerhet ("security") i enlighet med *Nuclear Industries Security Regulations 2003 (NISR 03)*.

ND har upprättat *Safety Assessment Principles (SAP)* att tillsammans med de stödjande *Technical Assessment Guides (TAG)*<sup>9</sup> användas som stöd vid myndighetsbeslut rörande tillståndsgivningsprocessen avseende "safety cases"

---

<sup>9</sup> Notera att alla TAG:s ej ännu är uppdaterade till den nu gällande utgåvan av SAP (2006), utan istället kopplar till 1992 års utgåva. Uppdateringsarbetet av TAG:s pågår för närvarande. Fram tills detta arbete är klart kan de äldre TAG:s användas tillsammans med en korsreferenslista för de olika versionerna av SAP.

för kärnkraftsanläggningar. Ett ”safety case” är ett samlingsbegrepp som inkluderar en tillståndshavares kompletta dokumentation påvisande att anläggningens uppfyller föreskrivna säkerhetsnivåer, eller delar av en sådan dokumentation, insänd till NII. En uppdatering av *SAP* genomfördes där den bland annat utvärderades gentemot *IAEA:s Safety Standards*. Denna uppdaterade utgåva utkom 2006.

I tabell 4.9 listas ovan angivna lagstiftning, *SAP*, samt vissa *TAG*:s som är av speciellt intresse för reaktorinneslutningar och bärande betongkonstruktioner.

*Tabell 4.9 Storbritannien: Viktigare lagstiftning för kärnkraftsanläggningar samt övergripande dokument utgivna av myndigheterna av intresse för reaktorinneslutningar och betongkonstruktioner.*

<b>Lagstiftning och föreskrifter</b>		
Nuclear Installation Act 1965 (NIA)		
Health and Safety at Work etc. Act 1974		
Nuclear Industries Security Regulations 2003 (NISR 03)		
<b>Stödjande dokument</b>		
Beteckning	Titel	Rev.
SAP	Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities	Revision 1 2006 edition
T/AST/013	Technical Assessment Guide External Hazards	Issue 003 2009-04-28
T/AST/014	Technical Assessment Guide Internal Hazards	Issue 002 2008-08-13
T/AST/017	Technical Assessment Guide Structural Integrity: Civil Engineering Aspects	Issue 002 2005-03-17
T/AST/020	Technical Assessment Guide Containment for Reactor Plant	Issue 002 2008-02-04

*SAP* ska ej ses som dimensionerings- eller driftstandarder utan de utgör endast stöd till ND:s inspektörer, förutom i de fall *SAP* hänvisar till lagstiftning eller föreskrifter, då kan *SAP* i vissa fall vara bindande. Detta speglar det icke-föreskrivande utformningen av regelverket i Storbritannien. *SAP* eller *TAG* anger därför ej heller explicit regelverk för reaktorinneslutningar eller säkerhetsrelaterade bärande betongstrukturer. Man anger i *SAP* att för ”Civil Engineering” (där byggnader ingår, och till vilket man hänvisar från avsnittet om reaktorinneslutningar) att man bör använda tillämpliga specifika kärntekniska regelverk om sådana existerar.

#### 4.3.4 Sverige

*Informationen nedan är hämtad från Strålsäkerhetsmyndighetens hemsida.*

Strålsäkerhetsmyndigheten (SSM) övervakar kärnkraftverken liksom all övrig kärnteknisk verksamhet i Sverige. Det är myndighetens uppgift att

kontrollera och ställa krav på dem som utövar kärnteknisk verksamhet så att säkerhets- och strålskyddsbestämmelser efterlevs.

Ansvar för säkerheten ligger dock helt på den som har tillstånd att driva den kärntekniska anläggningen. Strålsäkerhetsmyndighetens uppgift är att se till att tillståndshavaren tar sitt ansvar och bedriver verksamheten på ett säkert sätt. I myndighetens föreskrifter anges vad ansvaret innebär och kontroll sker genom inspektioner och granskningar av olika slag. Strålsäkerhetsmyndigheten ska också verka för att säkerhetsarbetet utvecklas.

I kärntekniklagen beskrivs kärnteknisk verksamhet och vilka regler som gäller för den som har tillstånd att driva kärnteknisk verksamhet.

SSM ger ut föreskrifter avseende kärnkraftsanläggningar. Föreskrifterna är bindande, vilket innebär att de måste följas av de verksamheter som berörs av föreskriftens innehåll. Till vissa föreskrifter ger myndigheten även ut allmänna råd. De är inte bindande utan fungerar som rekommendationer för hur myndigheten anser att föreskrifter och lagar bör uppfyllas.

I tabell 4.10 ges ett urval av svenska lagar och föreskrifter avseende kärnkraftsanläggningar.

*Tabell 4.10 Urval av svenska lagar och föreskrifter avseende kärnkraftsanläggningar samt allmänna råd utgivna av SSM.*

Beteckning	Titel
Lag 1984:3	Lag (1984:3) om kärnteknisk verksamhet ("kärntekniklagen")
SSMFS 2008:1	Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om säkerhet i kärntekniska anläggningar Strålsäkerhetsmyndighetens allmänna råd om tillämpningen av föreskrifterna (SSMFS 2008:1) om säkerhet i kärntekniska anläggningar
SSMFS 2008:6	Strålsäkerhetsmyndighetens allmänna råd till 5 § lagen (1984:3) om kärnteknisk verksamhet
SSMFS 2008:12	Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om säkerhet fysiskt skydd av kärntekniska anläggningar Strålsäkerhetsmyndighetens allmänna råd om tillämpningen av föreskrifterna (SSMFS 2008:12) säkerhet fysiskt skydd av kärntekniska anläggningar
SSMFS 2008:13	Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om mekaniska anordningar i vissa kärntekniska anläggningar Strålsäkerhetsmyndighetens allmänna råd om tillämpningen av föreskrifterna (SSMFS 2008:13) om mekaniska anordningar i vissa kärntekniska anläggningar
SSMFS 2008:15	Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om beredskap vid vissa kärntekniska anläggningar
SSMFS 2008:17	Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om konstruktion och utförande av kärnkraftsreaktorer Strålsäkerhetsmyndighetens allmänna råd om tillämpningen av föreskrifterna (SSMFS 2008:17) om konstruktion och utförande av kärnkraftsreaktorer



# 5. Utvärdering av dokument på nivå 1

## 5.1 Inledning

I detta kapitel jämförs och utvärderas regelverk på nivå 1, dvs nukleär lagstiftning och säkerhetsföreskrifter, med fokus på den sistnämnda typen av dokument. I utvärderingen ingår föreskrifter upprättade i

- USA
- Kanada
- Finland
- Frankrike
- Storbritannien

tillsammans med dokument upprättade av de internationella organisationerna

- IAEA
- EUR

För en sammanfattning av nuvarande svenska föreskrifter hänvisas till kapitel 4.

## 5.2 Reaktorinneslutningar

Krav på reaktorinneslutningens säkerhetsfunktion redovisas i föreskrifter och allmänna råd utgivna av ansvariga myndigheter, baserade på gällande lagar och förordningar, men även i dokument upprättade av internationella organisationer. Speciellt kan i detta sammanhang nämnas IAEA och EUR. I tabell 5.1 finns en sammanställning över övergripande krav avseende reaktorinneslutningens säkerhetsfunktion baserat på de principer som ges i IAEA:s dokument *NS-R-1 IAEA Safety Standards Series Requirements Safety of Nuclear Power Plants: Design*. I den efterföljande tabell 5.2 redovisas i vilka föreskrifter, och var i dessa föreskrifter, som de olika typerna av krav som listas i tabell 5.1 finns angivna för respektive land/organisation. Notera att även om i tabell 5.1 ett land/organisations föreskrifter är markerade att innehålla en viss typ av krav så kan skrivningen ändå skilja sig ifrån vad som redovisas i IAEA:s dokument *NS-R-1*, dvs det är ej säkert att kraven är identiska.

Som framgår av sammanställningen i tabell 5.1 råder det internationell konsensus avseende de övergripande kraven och principerna för reaktorinneslutningens säkerhetsfunktion, enskilda stater uppfyller i princip vad som anges i IAEA:s dokument *NS-R-1*. I IAEA *NS-G-1.10 IAEA Safety Standards Series Safety Guide Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants* ges mer detaljerade anvisningar för uppfyllande och implementering av kraven i *NS-R-1*.

Vid *konstruktionsstyrande händelser* är inneslutningens primära funktion att begränsa radioaktivt läckage till omgivningen så att gällande gränsvärden innehålls. Maximalt tillåtna läckagenivåer får ej överskridas. För att påvisa inneslutningens täthetsfunktion ska det vara möjligt att täthetsprova inneslutningen med jämna intervall under anläggningens livslängd. Vissa typer av genomföringar ska även kunna täthetsprovas separat.

Inneslutningens bärförmåga vid konstruktionsstyrande händelser måste påvisas med tillräckliga säkerhetsmarginaler. Det ska finnas möjligheter att genomföra tryckprovning såväl före driftsättning som under anläggningens livslängd. Tryck och temperatur vid konstruktionsstyrande händelser ska med hjälp av sprinklingssystem eller dylikt begränsas till acceptabla nivåer.

Vad gäller genomföringar ställs samma krav på dessa som på inneslutningskärlet självt. Antalet genomföringar ska minimeras. Vid konstruktionsstyrande haverier ska inneslutningen kunna isoleras, beroende på typen av genomföring igenom inneslutningskärlet krävs då att en eller två skalventiler stänger. Slussar ska vara utformade med dörrar som är kopplade på ett sådant sätt att minst en dörr alltid är stängd för en driftsatt anläggning och vid konstruktionsstyrande händelser.

Mängden väte, syre och andra substanser i inneslutningsatmosfären ska begränsas så att farliga koncentrationsnivåer ej uppnås med tanke på risken för deflagration eller detonationer vilka skulle kunna äventyra inneslutningens integritet. Fissionsprodukters spridning i inneslutningsatmosfären ska också kontrolleras så att en vidare spridning av dessa till omgivningen begränsas. Isolering, beläggningar etc. ska vara utformade på ett sådant sätt att de dels kan uppfylla sina säkerhetsfunktioner, och att de ej via nötning etc. kan äventyra säkerhetssystemens funktion.

Den inre strukturen ska vara utformad på ett sådant sätt att det vid konstruktionsstyrande händelser ej uppstår differenstryck som kan äventyra konstruktionens bärförmåga eller som kan skada andra system som tillgodoräknas vid händelsen.

För *svåra haverier* ska hänsyn tas till åtgärder som kan mildra konsekvenserna och därmed begränsa den radioaktiva omgivningspåverkan. Åtgärder för att bibehålla inneslutningens integritet ska då tas i beaktande. Exempelvis ska man ha kontroll över läckage av radioaktivt material, fissionsprodukter och andra substanser som kan genereras. Vidare måste även isoleringen av inneslutningen och slussarnas funktion vidmakthållas, den interna strukturen måste kunna motstå de lasteffekter som uppstår, samt temperaturnivåerna inuti inneslutningen begränsas.

Delar av inneslutningen fungerar även som strålskydd.

I Sverige och Finland, samt frivilligt i EUR, specificeras att inneslutningen ska kunna tryckavlastas via filtrerad ventilering av inneslutningen. I Storbritannien kan man välja mellan att antingen införa ett tryckavlastningssystem eller att dimensionerna inneslutningen för tillräckligt höga övertryckslaster.

I IAEA, EUR, Finland och Storbritannien anges även möjligheten att utrymna utanför reaktorinneslutningen (primärinneslutningen) utformas så att de kan utgöra en sekundär inneslutning där man kan ta om hand eventuellt radioaktivt läckage från primärinneslutningen.



Tabell 5.1 Sammanställning och jämförelse av övergripande krav för reaktorinneslutningars säkerhetsfunktion.

<b>Krav/Funktion</b> Denna kolumn redovisar de krav som anges i IAEAs dokument NS-R-1.	IAEA <sup>1)</sup>	EUR <sup>1)</sup>	USA <sup>1)</sup>	Kanada <sup>1)</sup>	Finland <sup>1)</sup>	Frankrike <sup>1)</sup>	Storbritannien <sup>1)</sup>
<i>Design of the containment system</i>	X	X	X	X	X	2)	X
A containment system shall be provided in order to ensure that any release of radioactive materials to the environment in a design basis accident would be below prescribed limits. This system may include, depending on design requirements: leaktight structures; associated systems for the control of pressures and temperatures; and features for the isolation, management and removal of fission products, hydrogen, oxygen and other substances that could be released into the containment atmosphere.							
All identified design basis accidents shall be taken into account in the design of the containment system. In addition, consideration shall be given to the provision of features for the mitigation of the consequences of selected severe accidents in order to limit the release of radioactive material to the environment.							
<i>Strength of the containment structure</i>	X	X	X	X	X	2)	X
The strength of the containment structure, including access openings and penetrations and isolation valves, shall be calculated with sufficient margins of safety on the basis of the potential internal overpressures, underpressures and temperatures, dynamic effects such as missile impacts, and reaction forces anticipated to arise as a result of design basis accidents. The effects of other potential energy sources, including, for example, possible chemical and radiolytic reactions, shall also be considered. In calculating the necessary strength of the containment structure, natural phenomena and human induced events shall be taken into consideration, and provision shall be made to monitor the condition of the containment and its associated features.							
Provision for maintaining the integrity of the containment in the event of a severe accident shall be considered. In particular, the effects of any predicted combustion of flammable gases shall be taken into account.							
<i>Capability for containment pressure tests</i>	X	X		X	X	2)	X
The containment structure shall be designed and constructed so that it is possible to perform a pressure							

<b>Krav/Funktion</b> Denna kolumn redovisar de krav som anges i IAEAs dokument NS-R-1.	IAEA <sup>1)</sup>	EUR <sup>1)</sup>	USA <sup>1)</sup>	Kanada <sup>1)</sup>	Finland <sup>1)</sup>	Frankrike <sup>1)</sup>	Storbritannien <sup>1)</sup>
test at a specified pressure to demonstrate its structural integrity before operation of the plant and over the plant's lifetime.							
<i>Containment leakage</i>	X	X	X	X	X	2)	X
The containment system shall be designed so that the prescribed maximum leakage rate is not exceeded in design basis accidents. The primary pressure withstanding containment may be partially or totally surrounded by a secondary confinement for the collection and controlled release or storage of materials that may leak from the primary containment in design basis accidents.							
The containment structure and equipment and components affecting the leaktightness of the containment system shall be designed and constructed so that the leak rate can be tested at the design pressure after all penetrations have been installed. Determination of the leakage rate of the containment system at periodic intervals over the service lifetime of the reactor shall be possible, either at the containment design pressure or at reduced pressures that permit estimation of the leakage rate at the containment design pressure.							
Adequate consideration shall be given to the capability to control any leakage of radioactive materials from the containment in the event of a severe accident.							
<i>Containment penetrations</i>	X	X	X	X	X	2)	X
The number of penetrations shall be kept to practical minimum.							
All penetrations through the containment shall meet the same design requirements as the containment structure itself. They shall be protected against reaction forces stemming from pipe movement or accidental loads such as those due to missiles, jet forces and pipe whip.							
If resilient seals (such as elastomeric seals or electrical cable penetrations) or expansion bellows are used with penetrations, they shall be designed to have the capability for leak testing at the containment design pressure, independent of the determination of the leak rate of the containment as a whole, to demonstrate their continued integrity over the lifetime of the plant.							
Adequate consideration shall be given to the capabil-							

<b>Krav/Funktion</b> Denna kolumn redovisar de krav som anges i IAEAs dokument NS-R-1.	IAEA <sup>1)</sup>	EUR <sup>1)</sup>	USA <sup>1)</sup>	Kanada <sup>1)</sup>	Finland <sup>1)</sup>	Frankrike <sup>1)</sup>	Storbritannien <sup>1)</sup>
ity of penetrations to remain functional in the event of a severe accident.							
<i>Containment isolation</i>	X	X	X	X	X	2)	X
Each line that penetrates the containment as part of the reactor coolant pressure boundary or that is connected directly to the containment atmosphere shall be automatically and reliably sealable in the event of a design basis accident in which the leaktightness of the containment is essential to preventing radioactive releases to the environment that exceed prescribed limits. These lines shall be fitted with at least two adequate containment isolation valves arranged in series (normally with one outside and the other inside the containment, but other arrangements may be acceptable depending on the design), and each valve shall be capable of being reliably and independently actuated. Isolation valves shall be located as close to the containment as is practicable. Containment isolation shall be achievable on the assumption of a single failure. If the application of this requirement reduces the reliability of a safety system that penetrates the containment, other isolation methods may be used.							
Each line that penetrates the primary reactor containment and is neither part of the reactor coolant pressure boundary nor connected directly to the containment atmosphere shall have at least one adequate containment isolation valve. This valve shall be outside the containment and located as close to the containment as practicable.							
Adequate consideration shall be given to the capability of isolation devices to maintain their function in the event of a severe accident.							
<i>Containment air locks</i>	X	X		X	X	2)	X
Access by personnel to the containment shall be through airlocks equipped with doors that are interlocked to ensure that at least one of the doors is closed during reactor operations and in design basis accidents. Where provision is made for entry of personnel for surveillance purposes during certain low power operations, provisions for ensuring the safety of personnel in such operations shall be specified in the design. These requirements shall also apply to equipment air locks, where provided.							
Adequate consideration shall be given to the capabil-							

<b>Krav/Funktion</b> Denna kolumn redovisar de krav som anges i IAEAs dokument NS-R-1.	IAEA <sup>1)</sup>	EUR <sup>2)</sup>	USA <sup>1)</sup>	Kanada <sup>1)</sup>	Finland <sup>1)</sup>	Frankrike <sup>1)</sup>	Storbritannien <sup>1)</sup>
ity of containment air locks to maintain their function in the event of a severe accident.							
<i>Internal structures of the containment</i>	X			X		2)	
The design shall provide for ample flow routes between separate compartments inside the containment. The cross-sections of openings between compartments shall be of such dimensions as to ensure that the pressure differentials occurring during pressure equalization in design basis accidents do not result in damage to the pressure bearing structure or to other systems of importance in limiting the effects of design basis accidents.							
Adequate consideration shall be given to the capability of internal structures to withstand the effects of a severe accident.							
<i>Removal of heat from the containment</i>	X	X	X	X	X	2)	X
The capability to remove heat from the reactor containment shall be ensured. The safety function shall be fulfilled of reducing the pressure and temperature in the containment, and maintaining them at acceptably low levels, after any accidental release of high energy fluids in a design basis accident. The system performing the function of removing heat from the containment shall have adequate reliability and redundancy to ensure that this can be fulfilled, on the assumption of a single failure.							
Adequate consideration shall be given to the capability to remove heat from the reactor containment in the event of a severe accident							
<i>Control and cleanup of the containment atmosphere</i>	X	X	X	X	X	2)	X
Systems to control fission products, hydrogen, oxygen and other substances that may be released into the reactor containment shall be provided as necessary:  (1) to reduce the amount of fission products that might be released to the environment in design basis accidents; and  (2) to control the concentration of hydrogen, oxygen and other substances in the containment atmosphere in design basis accidents in order to prevent deflagration or detonation which could jeopardize the integrity of the containment.							

<b>Krav/Funktion</b> Denna kolumn redovisar de krav som anges i IAEAs dokument NS-R-1.	IAEA <sup>1)</sup>	EUR <sup>1)</sup>	USA <sup>1)</sup>	Kanada <sup>1)</sup>	Finland <sup>1)</sup>	Frankrike <sup>1)</sup>	Storbritannien <sup>1)</sup>
Systems for cleaning up the containment atmosphere shall have suitable redundancy in components and features to ensure that the safety group can fulfil the necessary safety function, on the assumption of a single failure.							
Adequate consideration shall be given to the control of fission products, hydrogen and other substances that may be generated or released in the event of a severe accident							
<i>Coverings and coatings</i>	X			X		2)	
The coverings and coatings for components and structures within the containment system shall be carefully selected, and their methods of application specified, to ensure fulfilment of their safety functions and to minimize interference with other safety functions in the event of deterioration of coverings and coatings.							

1) I tabell 5.2 redovisas i vilka föreskrifter, och var i dessa föreskrifter, som de olika typerna av krav finns angivna

2) Se fotnot 8) i tabell 5.2

Tabell 5.2 Redovisning av föreskrifter vari de övergripande kraven och principerna för reaktorinneslutningars säkerhetsfunktion redovisas.

Land/Organisation	IAEA	EUR	USA	Kanada	Finland	Frankrike	Storbritannien
<b>Dokument (om annat ej anges)</b>	<b>NS-R-1<sup>1)</sup></b>	<b>Vol 2 Ch 9<sup>2)</sup></b>	<b>GDC<sup>3)</sup></b>	<b>RD-337<sup>4)</sup></b>	<b>YVL 1.0<sup>5)</sup></b>	<b>8)</b>	<b>SAP<sup>6)</sup></b>
Design of containment system	6.43 6.44	1 2	16	8.6.1	3.3	8)	ECV.1 ECV.2 ECV.3 418
Strength of the containment structure	6.45 6.46	1 2	50	8.6.2, 8.6.12	3.3	8)	ECV.3
Capability for containment pressure test	6.47	2		8.6.3	3.10 3.10 <sup>7)</sup>	8)	ECE.21
Containment leakage	6.48 6.49 6.50	2	16 52	8.6.4, 8.6.12	3.3 3.10 3.10 <sup>7)</sup>	8)	ECV.1 ECV.2 EMT.6 ECE.22
Containment penetrations	6.51 6.52 6.53 6.54	4	16 50 53	8.6.5, 8.6.12	3.3	8)	ECV.3
Containment isolation	6.55 6.56 6.57	4	54 55 56 57	8.6.6, 8.6.12	3.3	8)	ECV.3
Containment air locks	6.58 6.59	4		8.6.7, 8.6.12	3.3	8)	ECV.5
Internal structures of the containment	6.60 6.61			8.6.8, 8.6.12		8)	
Removal of heat from the containment	6.62 6.63	1 4	38	7.6, 8.6.9, 8.6.12	3.3	8)	419
Control and cleanup of the containment atmosphere	6.64 6.65 6.66	4	41	7.6, 8.6.10, 8.6.12	3.3	8)	424
Coverings and coatings	6.67			8.6.11		8)	

- 1) IAEA NS-R-1 IAEA Safety Standards Series Requirements Safety of Nuclear Power Plants: Design
- 2) EUR, European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants Volume 2 Generic Nuclear Island Requirements Chapter 9 Containment System
- 3) U.S. Nuclear Regulatory Commission, Appendix A to Part 50 of Title 10 of the Code of Federal Regulations: General Design Criteria (GDC) for Nuclear Power Plants
- 4) Canadian Nuclear Safety Commission, Regulatory Document RD-337: Design of New Nuclear Power Plants

- 5) Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety, YVL 1.0 *Safety criteria for design of nuclear power plants*
- 6) Health and Safety Executive, *Safety Assessment Principles for Nuclear facilities*
- 7) Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety, YVL 4.1 *Concrete structures for nuclear facilities*
- 8) TSN-lagen är ett nivå 1 dokument som ligger ovanför de dokument som redovisar den typ av krav för reaktorinneslutningens funktion som vi studerar här. För kärnkraftverk av typen EPR, som är den typ av verk som nu uppförs i Frankrike, utgör ETC-C (se kapitel 6 avseende regelverk på nivå 2) det detaljerade regelverket för reaktorinneslutningar och övriga säkerhetsrelaterade byggnadskonstruktioner. ETC-C kompletteras både med dokument på en högre nivå som knyter samman de övergripande säkerhetskraven med de detaljregler som ges i ETC-C, och med dokument på en nivå lägre (nivå 3 dokument) som detaljredovisar konventionella dimensioneringsanvisningar. Det upprättades ett dokument som skulle knyta samman de övergripande säkerhetskraven med ETC-C, ETC-S (där S står för "Safety"), men slutligen beslöts att istället inarbeta dessa delar direkt i PSAR. Information motsvarande den för PSAR för Flamanville 3 (FA3) i Frankrike finns tillgänglig i AREVA/EDF UK-EPR dokumentation insänd till HSE såsom en del av "generic design assessment" av UK-EPR.

### 5.3 Övriga bärande betongkonstruktioner

I nivå 1 dokument ges föreskrifter som avser övriga bärande betongkonstruktioner förutom reaktorinneslutningen. Bland annat specificeras vilka händelser som ska beaktas samt övergripande krav på säkerhetsfunktioner och utformning etc., men i princip ges inga konkreta betongdimensioneringsregler.

Vad gäller regelverk ställs det krav på att principer samt förutsättningar och regler som har styrt anläggningens konstruktion och utförande redovisas. Vidare ställs krav på att det redovisas hur anläggningen uppfyller de nämnda reglerna och förutsättningarna. Exempel på regelverk som kan vara tillämpliga, eller som kan anses uppfylla gällande föreskrifter, ges vanligtvis i nivå 2 dokument, se vidare kapitel 6.





# 6. Utvärdering av dokument på nivå 2 och 3

## 6.1 Inledning

I detta kapitel utvärderas och jämförs regelverk på nivå 2 och 3, dvs specifika krav avseende kärntekniska anläggningar samt konventionella regelverk som dessa refererar till. I utvärderingen ingår regelverk upprättade i

- USA (avsnitt 6.2)
- Kanada (avsnitt 6.3)
- Finland (avsnitt 6.4)
- Frankrike (avsnitt 6.5)
- Storbritannien (avsnitt 6.6)

samt dokument upprättade av den europeiska sammanslutningen

- EUR (avsnitt 6.7)

Vidare görs en jämförelse med det nuvarande svenska regelverket. För en sammanfattning och genomgång av det nuvarande svenska regelverket hänvisas till kapitel 3.

## 6.2 USA

En sammanfattning av det amerikanska regelverket ges i avsnitt 4.2.1.

### 6.2.1 USNRC Regulatory Guides och Standard Review Plan

*Regulatory Guides (RG) 1.136, 1.142 och 1.199* beskriver tillvägagångssätt som av USNRC anses vara acceptabla för att uppfylla deras föreskrifter avseende reaktorinneslutningar och övriga säkerhetsrelaterade byggnadskonstruktioner av betong, samt betongförankringar.

*RG* innehåller följande kapitel:

- A. Introduction
- B. Discussion
- C. Regulatory position
- D. Implementation

i vissa fall kompletterade med bilagor (Appendix).

*Standard Review Plan (SRP) 3.8.1, 3.8.3, 3.8.4 och 3.8.5* redovisar förutsättningar för granskning av konstruktionsberäkningar avseende reaktorinneslutningar av betong, bärande konstruktioner av betong eller stål innanför inneslutningen, övriga seismisk kategori I byggnader samt fundament. Ur dessa dokument kan utläsas vilka delar av normer, standarder och regelverk

som om de tillämpas tillsammans med de modifikationer, tillägg och begränsningar som anges i *SRP* kan anses uppfylla gällande föreskrifter.

*SRP* innehåller följande kapitel:

- I. Areas of review
- II. Acceptance criteria
- III. Review procedures
- IV. Evaluation findings
- V. Implementation
- VI. References

i vissa fall kompletterade med bilagor (Appendix).

Nedan redovisas de viktigare regelverk som åberopas i ovan angivna *RG* och *SRP*, som tillsammans med *RG* och *SRP* därmed utgör det ramverk som gäller för konstruktion av bärande betongkonstruktioner vid kärnkraftsanläggningar i USA. En beskrivning av de viktigaste av dessa regelverk ges också.

## 6.2.2 Reaktorinneslutningskärl av betong

### *Regulatory Guides*

*RG 1.136 Design Limits, Loading Combinations, Materials, Construction, and Testing of Concrete Containments* redovisar metoder som USNRC anser uppfyller gällande föreskrifter avseende material, dimensionering, konstruktion, uppförande och licensiering av betonginneslutningar vid kommersiella kärnkraftsanläggningar. *RG 1.136* rekommenderar avsnitt CC-1000 till och med CC-6000 i *ASME B&PV Code Sect III Div 2 Code for Concrete Containments*, utgåva 2001 inkluderande addenda 2003, med de modifikationer, tillägg och begränsningar som anges i *RG 1.136*. Avsnitt CC-3000 avser dimensionering av betonginneslutningar.

Enligt *RG 1.136* ska inneslutningen i tillägg till vad som anges i *ASME Sect III Div 2* visas vara tät för de övertryck som kan uppstå vid frigörande av väte på grund av reaktion mellan bränslekapsel och vatten i kombination med tryckökning på grund av okontrollerad väteförbränning.

Utöver de krav som anges i *ASME Sect III Div 2* ska enligt *RG 1.136* en gränslastanalys av reaktorinneslutningen genomföras med hjälp av en olinjär finita elementanalys.

Ytterligare tilläggskrav finns, se vidare *RG 1.136*.

### *Standard Review Plan*

*SRP 3.8.1* innehåller granskningsanvisningar för dimensionering av reaktorinneslutningar av betong. Den är i princip samordnad med *RG 1.136*, vilket innebär att den hänvisar till samma regelverk. *SRP 3.8.1* har mer detaljerade beskrivningar av metoder för att uppfylla gällande krav än *RG 1.136*.

### *ASME B&PV Code Sect III Div 2 Code for Concrete Containments*

American Society for Mechanical Engineers (ASME) ger ut en serie regelverk avseende komponenter vid kärntekniska anläggningar (*Section III Rules*

for Construction of Nuclear Facility Components) som i sin tur är en del av ett större regelverk för tryckkärl (*ASME Boiler & Pressure Vessel Code*). *Division 2 – Code for Concrete Containments* av *Section III* avser reaktorinneslutningar av betong.

Article CC-3000 Design redovisar detaljerade krav och anvisningar för dimensionering av armerade betonginneslutningskärl med en tätplåt av stål. Regelverket täcker in slakarmerade såväl som spännarmerade konstruktioner.

Regelverket baseras på principen för tillåtna påkänningar, vilket kan förklaras med att dimensioneringsfilosofin för inneslutningskärlet är att den förblir i princip elastisk för dimensionerande händelser som ej innehåller olyckstemperaturlast.

*ASME Sect III Div 2* täcker in alla händelser (laster) upp till och med Design Basis Accidents (DBA) och extrema naturfenomen, dvs händelser tillhörande de svenska händelseklasserna H1 t.o.m. H4. Händelser i händelseklass H5 (t.ex. svåra haverier) täcks emellertid inte in.

### 6.2.3 Övriga säkerhetsklassade bärande betongstrukturer

#### *Regulatory Guides*

*RG 1.142 Safety-related concrete structures for nuclear power plants (other than reactor vessels and containments)* redovisar metoder som USNRC anser uppfyller gällande föreskrifter avseende dimensionering, konstruktion och kvalitetssäkring av övriga säkerhetsrelaterade bärande betongkonstruktioner. *ACI 349-97 Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete Structures* (förutom den bilaga som berör betongförankringar) anges i *RG 1.142* vara generellt accepterad av USNRC med de modifikationer, tillägg och begränsningar som anges.

*RG 1.142* är även gällande för den bärande strukturen inuti reaktorinneslutningen. Emellertid finns tilläggskrav vad gäller de trycksatta delar som utgör tätgräns mellan primär- och sekundärutrymmet i BWR-anläggningar. Dessa delar ska i princip följa samma anvisningar som för inneslutningskärlet.

Ytterligare tilläggskrav finns, se vidare *RG 1.142*.

#### *Standard Review Plan*

*SRP 3.8.4* innehåller granskningsanvisningar för dimensionering av alla säkerhetsrelaterade byggnadskonstruktioner av betong eller stål förutom inneslutningskärlet och inneslutningens inre struktur. Den är i princip samordnad med *RG 1.142*, vilket bland annat innebär att den hänvisar till samma regelverk. *SRP 3.8.4* har mer detaljerade beskrivningar av metoder för att uppfylla gällande krav än *RG 1.142*.

*SRP 3.8.3* innehåller granskningsanvisningar för dimensionering av inneslutningens inre bärande struktur av betong eller stål. På motsvarande sätt som *SRP 3.8.4* är den i princip samordnad med *RG 1.142*.

*SRP 3.8.5* innehåller granskningsanvisningar för dimensionering av fundament. Den hänvisar vad gäller betongkonstruktioner till *SRP 3.8.1* för inneslutningar och till *SRP 3.8.4* för övriga bärande konstruktionsdelar. *SRP 3.8.5*

innehåller specifika krav för fundament som ej redovisas i *SRP 3.8.1* respektive *SRP 3.8.4*.

#### *ACI 349 Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete Structures*

American Concrete Institute (ACI) ger ut ett omfattande regelverk för betongkonstruktioner. *ACI 349* avser alla säkerhetsklassade bärande betongstrukturer vid kärnkraftverk förutom inneslutningskärlet. Den är alltså även tillämplig för inneslutningens inre bärande struktur. *ACI 349* baseras på regelverket *ACI 318* för betongstrukturer i allmänhet, kompletterad med kärnkraftsspecifika modifikationer, tillägg och begränsningar.

*ACI 349* ger detaljerade anvisningar för dimensionering och är baserad på principerna för gränstillstånd och partialfaktorer.

### 6.2.4 Betongförankringar

#### *Regulatory Guides*

*RG 1.199 Anchoring Components and Structural Supports in Concrete* redovisar metoder som USNRC anser uppfyller gällande föreskrifter avseende dimensionering och kvalitetssäkring av betongförankringar. Bilaga B (*Appendix B Anchoring to Concrete*) av *ACI 349-01 Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete Structures* rekommenderas i *RG 1.199* av USNRC med de modifikationer, tillägg och begränsningar som anges.

*ACI 349 Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete Structures, Appendix B Anchoring to Concrete*

*ACI 349* är beskriven i föregående avsnitt (6.2.3), Appendix B behandlar specifikt förankringar till betong. Appendix B ger detaljerade regler för dimensionering av betongförankringar, se vidare avsnitt 6.9.8.

## 6.3 Kanada

En sammanfattning av det kanadensiska regelverket ges i avsnitt 4.2.2.

### 6.3.1 RD-337 Design of Nuclear Power Plants

CNSC:s dokument *RD-337 Design of nuclear power plants* är vägledande vad gäller konstruktion av nya vattenkylda kärnkraftsreaktorer i Kanada. Den följer enligt CNSC de principer som är fastlagda i IAEA:s dokument *NS-R-1 Safety of nuclear power plants: Design*. Avsnitt 8.6 i *RD-337* berör specifikt reaktorinneslutningar av betong. Kapitel 7.0 *General design considerations* redovisar generella konstruktionsförutsättningar, av speciellt intresse är avsnitt 7.3 *Plant states*, 7.15 *Civil structures* och 7.22 *Robustness against Malevolent Acts*.

### 6.3.2 Inneslutningskärl av betong

*N287.3 Design Requirements for Concrete Containment Structures for CANDU Nuclear Power Plants*

I *N287.3* hänvisas generellt till *A23.3 Design of Concrete Structures for Buildings*, *N287.3* anger modifikationer, tillägg och begränsningar i förhål-

lande till A23.3 som är specifika för inneslutningskonstruktioner vid CANDU-reaktorer. Dessa två dokument ger tillsammans detaljerade regler för dimensionering av inneslutningskonstruktioner av betong. De är baserade på principerna för gränstillstånd och partialfaktorer.

### 6.3.3 Övriga säkerhetsklassade bärande betongstrukturer

#### *N291 Requirements for safety-related structures for CANDU Nuclear Power Plants*

Detta dokument redovisar övergripande förutsättningar för bärande strukturer vid CANDU-reaktorer, bland annat säkerhetsklassade betongstrukturer, förutom reaktorinneslutningar. Kapitel 6 berör analys och dimensionering, här redovisas generellt till A23.3 för betongkonstruktioner. A23.3 är gällande med de modifikationer, tillägg och begränsningar som redovisas i N291. Kapitel 8 i N291 ger anvisningar om hur seismiska och dynamiska laster ska hanteras.

## 6.4 Finland

En sammanfattning av det finska regelverket ges i avsnitt 4.3.1.

### 6.4.1 YVL Guidelines

STUK har givit ut *YVL Guidelines*. Guideline *YVL 4.1 Concrete structures for nuclear facilities* berör betongkonstruktioner vid kärntekniska anläggningar. Detta dokument innehåller ett övergripande regelverk. Här anges att finska normer ska uppfyllas. Om det ej finns finska normer som täcker in vad som ska dimensioneras får utländska regelverk tillämpas. Dessa ska då utgöra en sammanhållen enhet.

### 6.4.2 Inneslutningskärl av betong

*YVL 4.1* täcker in reaktorinneslutningar av betong. Det finns inget finskt regelverk för denna typ av konstruktion varför internationella regelverk måste tillämpas. Parallellt ska även finska konventionella betongnormer visas vara uppfyllda.

### 6.4.3 Övriga säkerhetsklassade bärande betongstrukturer

Denna typ av betongkonstruktioner inbegrips i *YVL 4.1*. Det finns inget specifikt finskt regelverk för kärntekniska betongkonstruktioner vilket innebär att internationella regelverk får tillgripas om nödvändigt. Även här ska finska konventionella betongnormer visas vara uppfyllda.

## 6.5 Frankrike

En sammanfattning av det franska regelverket ges i avsnitt 4.3.2.

### 6.5.1 ETC-C

*ETC-C* är utgiven av EDF och är i kombination med referenser till *Eurokoder* tänkt att utgöra ett heltäckande regelverk för betongkonstruktioner vid

kärnkraftsanläggningar av typen EPR. Emellertid borde *ETC-C* efter en översyn kunna utnyttjas generellt även för andra typer av spännarmerade reaktorinneslutningar av betong med tätplåt.

Dokumentet är indelat i tre delar, den första delen behandlar dimensionering, den andra uppförande och den tredje täthetsprovning och montering.

### 6.5.2 Inneslutningskärl av betong

I del I av *ETC-C* redovisas dimensioneringsanvisningar för alla typer av säkerhetsrelaterade betongkonstruktioner vid en EPR-anläggning kompletterade med speciella tilläggskrav för reaktorinneslutningen.

I dokumentet behandlas en stor del av de speciallasterna som måste beaktas vid kärntekniska anläggningar såsom till exempel jordbävning, flygplansstörtning, missillaster, samt specifikt även påkänningar vid rör genomföringar samt framtagning av statiska ekvivalentlasterna motsvarande transienta olycks- laster. Vidare ges både laster och acceptanskriterier för svåra haverier.

### 6.5.3 Övriga säkerhetsklassade bärande betongstrukturer

På motsvarande sätt som för reaktorinneslutningar enligt avsnitt 6.5.2 ovan anges i del I av *ETC-C* dimensioneringsanvisningar för alla typer av säkerhetsrelaterade betongkonstruktioner vid en EPR-anläggning.

### 6.5.4 Eurokoderna

Eurokodernas upplägg beskrivs övergripande i avsnitt 3.2.4 och 3.2.5. I *ETC-C* hänvisas generellt till principen med gränslasttillstånd och partialfaktormetoden såsom den beskrivs i följande *Eurokoder*:

- *EN 1990 Grundläggande dimensioneringsregler*
- *EN 1991 Laster*
- *EN 1992 Betongkonstruktioner*
- *EN 1993 Stålkonstruktioner*

I tabell 6.1 ges en sammanfattning av de hänvisningar som görs från *ETC-C* till *Eurokoderna*. Förutom de *Eurokoder* som listas ovan hänvisas även till:

- *EN 1992-1-1 Allmänna regler (Betongkonstruktioner)*
- *EN 1992-1-2 Brandteknisk dimensionering (Betongkonstruktioner)*
- *EN 1992-2 Broar (Betongkonstruktioner)*
- *EN 1993-1-1, 1-2, 1-3, 1-5, 1-6, 1-8, 1-9 Allmänna regler; Brandteknisk dimensionering; Kallformade profiler och tunnplåt; Plåtbalkar; Skal; Knutpunkter och förband; Utmatning (Stålkonstruktioner)*
- *EN 1997 Geokonstruktioner*
- *EN 1998 Jordbävningsresistenta konstruktioner*

Tabell 6.1 Sammanställning av hänvisningar från ETC-C till Eurokoderna.

ETC-C avsnitt	Hänvisning till Eurokoder	Hänvisningen avser
1.1.1	EN 1990, EN 1991, EN 1992, EN 1993	Gränslasttillstånd och partialkoefficientmetoden såsom den beskrivs i Eurokoderna.
1.2.1	EN 1997	Geoteknisk kategori 3 enligt EC 1997.
1.3.2	EN 1990	Kombinering av olyckslaster.
1.3.3.4.2	EN 1991	Konventionella laster ej redovisade på ritningar eller i konstruktionsförutsättningar.
1.3.3.4.4	EN 1991, EN 1990	Snö- och vindlast enligt franska NDP, bilaga till EN 1991. Lastpartialkoefficienter enligt Eurokod 1990.
1.3.3.5.6	EN 1992-1.2, EN 1993-1.2	Föreskrifter avseende brand.
1.3.4.1.3	EN 1997	Undergrundens beskaffenhet.
1.3.5	EN 1990	Definition av gränstillstånd.
1.4	EN 1992 1-1. I kapitel 1.4 ges ett antal referenser till olika avsnitt i EN 1992 1-1, dessa redovisas ej här i detalj.	Dimensioneringsanvisningarna i EN 1992 1-1 kompletteras eller modifieras i förekommande fall i ETC-C.
1.4.2.5	EN 1992	Dimensioneringsvärden för partialkoefficienter hämtas från EN 1992.
1.4.3.1.1	EN 1992	Materialegenskaper för betong.
1.4.3.1.1	EC2-2	Formler för beräkning av krypning och krympning.
1.4.3.2	Euronorm Pr EN 10080	Armeringsstänger.
1.4.3.3	Euronorm Pr EN 10138	Spännkablar.
1.4.5.2	EN 1992-2	Tryckhållfasthet för betong vid tre-axligt spänningstillstånd.
1.4.5.2	EN 1992-1-1	Beräkningsantaganden spännkraft.
1.4.12.2	EN 1992-1-1	Detaljutformning för armering.
1.5.1.5	NF EN 10028-2, NF EN 10025	Material, tätplåt och dess förankringar.
1.7	EN 1993 1-1, 1-3, 1-5, 1-6, 1-8, 1-9. I kapitel 1.7 ges ett antal referenser till olika avsnitt i EN 1993, dessa redovisas ej här i detalj.	Anvisningar för stålkonstruktioner, kompletterade med franska NDP.
1.7.2.2	NF EN 11025, 10210, 10219	Material stålkonstruktioner.
1.7.2.2	EN 1998	Duktilitet, bultförband.
1.7.4.1	EN 1990	Variabla laster.
1.7.6.2	EN 1193-6	Kranbanedeformationer.
1.8	CEB Guide "Design of fastening"; referens ges till Eurokod 2 and Eurokod 3 för de fall som ej täcks in av CEB Design Guide.	Förankringar till betongkonstruktioner.
1.A.2.3.2.1	EN 1992 1-1	Elasticitetsmodul betong.
1.A.10	EN 1998	Byggnadsverk, jordbävningshändelse.
1.B	EN 1992-2	Ekvationer avseende krypning och krympning.

## 6.6 Storbritannien

En sammanfattning av det brittiska regelverket ges i avsnitt 4.3.3.

### 6.6.1 Safety Assessment Principles, SAP

British Standard ger ej ut några kärnkraftsspecifika regelverk avseende reaktorinneslutningar av betong (förutom för inneslutningskärl för gaskylda reaktorer<sup>10</sup>) eller andra säkerhetsrelaterade byggnader vid kärnkraftsanläggningar. Vad som finns att tillgå är istället *SAP* respektive *TAG* utgivna av HSE. I detta avsnitt berörs *SAP* medan *TAG* behandlas i nästa avsnitt. I *SAP* redovisas bland annat ”Engineering Principles”. Engineering principle ECS.3 anger följande vad gäller regelverk generellt:

”Structures, systems and components that are important to safety should be designed, manufactured, constructed, installed, commissioned, quality assured, maintained, tested and inspected to the appropriate standards.”

Vidare anges att:

“Appropriate national or international codes and standards should be adopted for Classes 1 and 2 of structures, systems and components. For Class 3, appropriate non-nuclear-specific codes and standards may be applied.”

“Codes and standards should be preferably nuclear-specific codes or standards leading to a conservative design commensurate with the importance of the safety function(s) being performed. The codes and standards should be evaluated to determine their applicability, adequacy and sufficiency and should be supplemented or modified as necessary to a level commensurate with the importance of the safety function(s) being performed.”

Slutligen ger man i Engineering principles ECS.4 och ECS.5 följande möjligheter:

”For structures, systems and components that are important so safety, for which there are no appropriate established codes or standards, an approach derived from existing codes or standards for similar equipment, in applications with similar safety significance, may be applied.”

“In the absence of applicable or relevant codes and standards, the results of experience, tests, analysis, or a combination thereof, should be applied to demonstrate that the item will perform its safety function(s) to a level commensurate with its classification.”

Det avsnitt i *SAP* som specifikt berör Civil Engineering ger ingen ytterligare ledning, utan man specificerar endast att:

---

<sup>10</sup> British Standard ger ut en standard avseende inneslutningskärl för gaskylda reaktorer *BS 4975:1990 Specification for prestressed concrete pressure vessels for nuclear engineering*. Denna typ av reaktorer ingår emellertid ej i föreliggande uppdrag, vilket endast behandlar vattenkylda reaktorer.



”...the use of specific nuclear design standards appropriate to the circumstances, where such a standard exists...”

Ingen hänvisning ges alltså explicit till något regelverk för dimensionering av betongkonstruktioner.

## 6.6.2 Technical Assessment Guide, TAG

*TAG 017* behandlande reaktorinneslutningar samt *TAG 020* avseende Civil Engineering ger inga ytterligare råd eller anvisningar avseende regelverk än vad som redovisats i avsnitt 6.6.1 ovan, förutom att valda regelverk ska vara kompatibla med varandra.

## 6.7 EUR

Sammanslutningen EUR med ett flertal europeiska tillståndshavare har upprättat dokumentet *European utility requirements for LWR nuclear power plants* för uppförandet av lättvattenreaktorer. Dessa dokument innehåller en komplett kravspecifikation för denna typ av kärnkraftsanläggningar.

Avsnitt *Volume 2 Chapter 9 Containment System* redovisar specifika krav för reaktorinneslutningar. I *Volume 2 Chapter 2* hänvisas till följande regelverk avseende reaktorinneslutningar av betong:

- *ASME Sect III Div 2* (se avsnitt 6.2.2)
- *ETC-C* (se avsnitt 6.5.1)

Vidare anges bland annat *Eurokoderna* (se avsnitt 6.5.4) och *ACI 349* (se avsnitt 6.2.3) såsom tillämpliga för säkerhetsrelaterade betongkonstruktioner tillsammans med de modifikationer, tillägg och begränsningar som anges i EUR.

## 6.8 Jämförelse

### 6.8.1 Regelverk för reaktorinneslutningar

I detta avsnitt redovisas en systematisk jämförelse av regelverk för reaktorinneslutningar. Eftersom *ASME Sect III Div 2* avsnitt (article) CC-3000 är ett heltäckande konsistent regelverk för dimensionering används detta som ”bas” vid jämförelsen. CC-3000 kan indelas i fem huvudområden:

1. General (Allmänt)  
CC-3100 General Design
2. Loads & load combination (Laster och lastkombinering)  
CC-3200 Load Criteria
3. Containment Design (Inneslutningskärl)  
CC-3300 Containment Design Analysis Procedure  
CC-3400 Concrete Containment Structure Design Allowables  
CC-3500 Containment Design Details

4. Liner Design (Tätplåt)
  - CC-3600 Liner Design Analysis Procedure
  - CC-3700 Liner Design
  - CC-3800 Liner Design Details
5. Impact and impulsive loading (Stötlaster)
  - CC-3900 Design Criteria for Impulsive Loadings and Missile Impact

Jämförelsen redovisas i tabell 6.2 på följande sidor.

Tabell 6.2 Sammanställning och jämförelse av nivå 2 regelverk.

Område	USA: ASME Sect III Div 2 CC-3000	Kanada: N287.3 (A23.3)	Frankrike: ETC-C Part 1 (Eurocodes)	Finland: YVL Guidelines 4.1 (RakMK)	Storbritannien: SAP (TAG 017, TAG 020)	Sverige: DRB:2001 förutom avsnitt 4.1 (BKR)
<b>Allmänt</b>						
	<p>Normen täcker in reaktorinneslutningar av armerad betong med tätplåt, med eller utan spännarmering.</p> <p>Normen baseras på principen för tillåtna påkänningar.</p> <p>Normen är självbärande och ger detaljerade dimensioneringsanvisningar.</p>	<p>Normen täcker in reaktorinneslutningar av armerad betong med tätplåt eller annan typ av "liner", med eller utan spännarmering. Normen är ursprungligen upprättad för CANDU-anläggningar.</p> <p>Normen baseras på principen för gränstillstånd och partialkoefficienter.</p> <p>Normen hänvisar generellt till A23.3 och anger endast modifieringar, tillägg och begränsningar specifikt för inneslutningar.</p>	<p>Normen täcker formellt endast den reaktorinneslutningstyp som ingår i EPR-konceptet (armerad betong med tätplåt och spännarmering).</p> <p>Normen baseras på principen för gränstillstånd och partialkoefficienter.</p> <p>Normen hänvisar i stora delar till Eurokoderna och anger modifieringar, tillägg och begränsningar specifikt för inneslutningar.</p>	<p>Dokumentet gäller för betongkonstruktioner vid kärnkraftverk, inklusive inneslutningar.</p> <p>Det ger endast de övergripande kraven, för inneslutningar ska använda normer och regelverk redovisas i ansökan om nybyggnation.</p> <p>Normen anger att det finska betongregelverket RakMK ska uppfyllas oberoende av vilket regelverk som väljs.</p>	<p>Dokumentet gäller för betongkonstruktioner vid kärnkraftverk, inklusive inneslutningar.</p> <p>Tillämpliga kärnkraftsspecifika nationella eller internationella regelverk ska användas, om sådana finns.</p>	<p>Normen täcker in reaktorinneslutningar av armerad betong med tätplåt och spännarmering.</p> <p>Normen baseras på principen för gränstillstånd och partialkoefficienter.</p> <p>Normen hänvisar vad gäller dimensionering i stora delar till BKR och anger modifieringar, tillägg och begränsningar specifikt för inneslutningar.</p>
<b>Laster och lastkombinering</b>						
	<p>Laster såväl som lastkombineringen indelas i Service Loads respektive Factored Loads. Severe Accident behandlas ej. Lasterna indelas i ytterligare undergrupper: Normal loads, Construction loads, Test</p>	<p>Lastkombineringen indelas i kategorierna Service Loads och Abnormal/Environmental.</p> <p>Service loads inkluderar Normal Loads, Construction Loads och Test Loads.</p>	<p>Lasterna indelas i permanenta laster, variabla laster och olyckslaster. ETC-C specificerar 18 olika lastkombinationer varav följande avser reaktorinneslutningen: Construction, Normal</p>	<p>Inga detaljerade krav ges. Krav ställs på att alla laster ska motiveras genom referens till relevanta normer och regelverk samt till leverantörers specifikationer, eller till framräknande av laster från komponenter och</p>	<p>Inga detaljerade krav ges. Det anges att laster och lastkombinationer ska fastställas tillsammans med deras sannolikhet för uppträdande.</p>	<p>Lasterna indelas i permanenta laster, variabla laster och olyckslaster. Laster specifika för reaktorinneslutningar specificeras, inklusive svåra haverier (severe accident).</p>

Område	USA: ASME Sect III Div 2 CC-3000	Kanada: N287.3 (A23.3)	Frankrike: ETC-C Part 1 (Eurocodes)	Finland: YVL Guidelines 4.1 (RakMK)	Storbritannien: SAP (TAG 017, TAG 020)	Sverige: DRB:2001 förutom avsnitt 4.1 (BKR)
	<p>loads, Severe environmental loads, Extreme environmental loads och Abnormal loads.</p> <p>Service loads inkluderar Normal Loads, Construction Loads och Test Loads.</p> <p>Factored Loads inkluderar Severe Environmental loads, Extreme Environmental Loads och Abnormal loads. Abnormal Loads motsvarar laster orsakade av design basis accident (DBA).</p> <p>Normen specificerar många av de laster som är specifika för inneslutningar, men utesluter ej att andra site-specifika laster kan behöva beaktas.</p> <p>DBA-dimensionerings-övertrycket har lastfaktor 1.5 när den är huvudlast. Vidare kombineras inre övertryck med jordbävningsslast.</p> <p>Vid dimensionering av tätplåten sätts alla lastfak-</p>	<p>Normen specificerar många av de laster som är specifika för inneslutningar, men utesluter ej att andra site-specifika laster kan behöva beaktas. Om sådana finns ska de via analogi kategoriseras till att tillhöra någon av de lastkategorier som redovisas i normen</p> <p>DBA-dimensionerings-övertrycket har lastfaktor 1.5 när den är huvudlast. Vidare kombineras ett reducerat inre övertryck med jordbävningsslast.</p> <p>Ingen reduktion av lastfaktorer är tillåten vid dimensionering av tätplåten.</p>	<p>operating, Servicability Earthquake, Ground water level, Test, LOCA, Severe accident and increased severe accident, High energy or secondary circuit pipe rupture, design earthquake or aircraft impact including induced vibration and LOCA+DE.</p> <p>För LOCA-lastfallet används lastpartialkoefficienten 1.0.</p> <p>Vid dimensionering av tätplåten sätts alla lastfaktorer till 1.0.</p> <p>Antingen ges lastvärden eller också så ges anvisningar för hur lastvärden ska beräknas.</p>	<p>system verkande på betongkonstruktionen.</p> <p>RakMK specificerar endast laster för konventionella byggnadsverk.</p>		<p>Lastkombinationerna inbegriper normal drift och avställning, driftstörning, rörbrott, haveri, pooldynamiska laster, inre vattentryck, yttre översvämning, transportmissöde, jordbävning, annan exceptionell påverkan samt svåra haverier.</p> <p>LOCA-dimensionerings-övertrycket har lastfaktor 1.5 när den är huvudlast, den kombineras ej med jordbävningsslast.</p> <p>Ingen reduktion av lastfaktorer är tillåten vid dimensionering av tätplåten.</p>

Område	USA: ASME Sect III Div 2 CC-3000	Kanada: N287.3 (A23.3)	Frankrike: ETC-C Part 1 (Eurocodes)	Finland: YVL Guidelines 4.1 (RakMK)	Storbritannien: SAP (TAG 017, TAG 020)	Sverige: DRB:2001 förutom avsnitt 4.1 (BKR)
	torer till 1.0.  Lasteffekter indelas i primary och secondary vid dimensionering av betongkonstruktionen.					
<b>Inneslutningskärl</b>						
Design analysis procedure	Allmänna krav på analys- och dimensioneringsprinciper ställs upp, inklusive hantering av jordbävninglast.	Hänvisning görs här generellt till A23.3. Vissa kompletterande krav ges, till exempel vad gäller hantering av jordbävninglast.	Allmänna krav på analys- och dimensioneringsprinciper redovisas inklusive hantering av jordbävninglast. Hänvisning görs även till Eurokoderna.	Endast mycket övergripande krav anges, i princip sägs endast att strukturanalyser ska redovisas för de identifierade lastkombinationerna.	Endast övergripande krav på beräkningsmetoder anges, i de flesta fall på ett generellt plan och ej specifikt för reaktorinneslutningen.	Endast övergripande krav ges. Dessa inkluderar avvikelser avseende jordbävninganalyser. Hänvisning görs till BKR med tillhörande handböcker BBK och BSK.
Design allowables - Concrete	Tryck: Tillåtna spänningar redovisas för membran- + böjspänningar. Högre tillåtna påkänningar accepteras för primär- + sekundärspänningar än för enbart primärspänningar (factored loads primary membrane+bending 0.75f <sub>c</sub> , primary membrane 0.60 f <sub>c</sub> ). Vidare sätts restriktioner för service loads.  Drag: Betongens draghåll-	Hänvisning görs här generellt till A23.3.  I A23.3 finns motsvarande tillåtna värden som i ASME Sect III Div 2 angivna, förutom vad gäller vridskjuvning.  Ingen uppdelning i primär- och sekundärspänningar görs, istället anges att man vid bestämning av lasteffekter från temperaturlaster får hänsyn tas till styvhetsre-	Tryck: Dimensioneringsvärden för betongens tryckhållfasthet redovisas (generellt brottgränstillstånd (1/1.5)f <sub>ck</sub> (0.67f <sub>ck</sub> ), brottgränstillstånd vid olyckslast (1/1.2)f <sub>ck</sub> (0.83f <sub>ck</sub> )). Speciella restriktioner finns för bruksgränstillstånd.  Drag: Dimensioneringsvärden för betongens draghållfasthet redovisas. Betongens draghållfasthet får ej utnyttjas vid bestämning av tvär-	Inga detaljerade krav ges. Det anges att finska krav ska uppfyllas. Om finska regelverk ej är tillräckliga kan utländska regelverk användas. De måste då utgöra en tillämplig enhet.	Inga detaljerade krav ges.	Krav avseende inneslutningens täthet redovisas, i övrigt hänvisas till BKR med tillhörande handböcker BBK och BSK.

Område	USA: ASME Sect III Div 2 CC-3000	Kanada: N287.3 (A23.3)	Frankrike: ETC-C Part 1 (Eurocodes)	Finland: YVL Guidelines 4.1 (RakMK)	Storbritannien: SAP (TAG 017, TAG 020)	Sverige: DRB:2001 förutom avsnitt 4.1 (BKR)
	<p>fasthet får ej utnyttjas vid bestämning av tvärsnitts drag- eller böjmomentkapacitet.</p> <p>Skjuvning: Redovisad skjuvkapacitet är helt anpassad för det strukturella beteendet hos, och för de laster som verkar mot, ett inneslutningskärl. Detaljerade anvisningar finns för att bestämma kapaciteten för radiell och tangentiell skjuvning, samt för ”vridskjuvning” orsakad till exempel av en rörgenomföring som är belastad med ett vridande moment. Radiell skjuvning motsvarar i princip skjuvning vid balkanalys medan tangentiell skjuvning utgörs av skjuvning i skalets plan. Vidare redovisas tillåten genomstansningskapacitet (peripheral shear), till exempel för kontroll av normalkrafter verkande på rörgenomföringar. Restriktioner för service loads finns.</p> <p>Lokalt tryck: Kapaciteten</p>	<p>duktionen på grund av betongens uppsprickning.</p>	<p>snitts drag- eller böjmomentkapacitet.</p> <p>Ingen uppdelning i primär- och sekundärspänningar görs, istället anges att man vid bestämning av lasteffekter från temperaturlaster får hänsyn tas till styvhetsreduktionen på grund av betongens uppsprickning.</p>			

Område	USA: ASME Sect III Div 2 CC-3000	Kanada: N287.3 (A23.3)	Frankrike: ETC-C Part 1 (Eurocodes)	Finland: YVL Guidelines 4.1 (RakMK)	Storbritannien: SAP (TAG 017, TAG 020)	Sverige: DRB:2001 förutom avsnitt 4.1 (BKR)
	för lokalt tryck under till exempel ett lager får ökas om "confinement" råder. Restriktioner för service loads finns.					
Design allowables - Reinforcement	Drag/tryck: Maximal tillåten spänning i armeringen sätts generellt till 0.9fy. Armeringens sträckgräns får ej överstiga 400 MPa.  Restriktioner för service loads finns.	Hänvisning görs här generellt till A23.3, med tillägg avseende tillåtna påkänningar för abnormal environmental kategorin (1.0fy). Armeringens sträckgräns får ej överstiga 400 MPa.	Drag/tryck: Endast armering med en karakteristisk sträckgräns på 500 MPa redovisas. Maximal tillåten spänning i armeringen i brottgränstillståndet sätts generellt till (1/1.15)fyk (0.87fyk), och till fyk för brottgränstillstånd vid olyckslaster. Speciella restriktioner finns för bruksgränstillståndet.	Se ovan.	Se ovan.	Se ovan.
Design allowables - Tendons	Drag: Maximal tillåten spänning i spännkablar sätts generellt till 0.9fpy. Restriktioner för service loads finns.	Hänvisning görs här generellt till A23.3, med tillägg avseende tillåtna påkänningar för service load respektive abnormal environmental kategorin.	Drag: Maximal tillåten spänning i spännkablar begränsas generellt på samma sätt som för armering.	Se ovan.	Se ovan.	Se ovan.
Design allowables - Others	Konsoler: Anvisningar för dimensionering av upplagskonsoler finns.  Shear-friction: Anvisningar	Detaljerade anvisningar avseende betongförankringar ges.	För att säkerställa tätplåtens täthetsfunktion ställs kompletterande krav på maximalt tillåtna spänningar i	Se ovan.	Se ovan.	För att säkerställa tätplåtens täthetsfunktion ställs kompletterande krav på maximalt tillåtna spänningar i

Område	USA: ASME Sect III Div 2 CC-3000	Kanada: N287.3 (A23.3)	Frankrike: ETC-C Part 1 (Eurocodes)	Finland: YVL Guidelines 4.1 (RakMK)	Storbritannien: SAP (TAG 017, TAG 020)	Sverige: DRB:2001 förutom avsnitt 4.1 (BKR)
	<p>för nyttjandet av shear – friction för kraftöverföring ges.</p> <p>Betongtemperatur: Maximalt tillåten betongtemperatur anges för långtidsexponering och för transienta kortvariga förlopp.</p> <p>Förankringar: Dimensionering av förankringar placerade på utsidan av inneslutningen ingår ej. Vad gäller förankringar placerade på insidan så behandlas ankarplattor etc. som är en integrerad del av tätplåten, se avsnittet ”Tätplåt” nedan.</p>		<p>betong, armering och spännkablar. Härvid begränsas utbildandet av betongsprickor och deras sprickvidd vilket i sin tur begränsar tätplåtens dragtöjning. Lastkombinationerna delas då in i tre olika grupper, där lastkombinationer i samma grupp har likvärdiga acceptanskriterier.</p> <p>Tillkommande krav och anvisningar för flygplansstörtning redovisas.</p> <p>Anvisningar för betongförankringar ges, främst baserat på, och hänvisande till, CEB design guide.</p>			<p>betong, armering och spännkablar.</p>
Design details	<p>Förutsättningar för bestämning av påkänningar för konstruktionsdelar utsatta för böjning och normalkrafter ges.</p> <p>Om betongens skjuvkapacitet bestämd enligt avsnittet ovan ej är tillräcklig ges här anvisningar för dimensionering av erforderlig skju-</p>	<p>Förutsättningar för bestämning av påkänningar för konstruktionsdelar utsatta för böjning och normalkrafter ges, likaså för skjuvning och vridning, via hänvisning till A23.3 kompletterat med tilläggskrav.</p> <p>På samma sätt hanteras armeringens detaljutform-</p>	<p>ETC-C ger via en kombination av hänvisning till Eurokoderna och egna kärnkraftsspecifika krav ett komplett paket med dimensioneringsanvisningar.</p> <p>Speciellt kan förutom tidigare utpekade anvisningar för jordbävning, betongförankringar och hantering</p>	Se ovan.	Se ovan.	<p>Krav avseende inneslutningens täthet redovisas, i övrigt hänvisas till BKR med tillhörande handböcker BBK och BSK.</p>



Område	USA: ASME Sect III Div 2 CC-3000	Kanada: N287.3 (A23.3)	Frankrike: ETC-C Part 1 (Eurocodes)	Finland: YVL Guidelines 4.1 (RakMK)	Storbritannien: SAP (TAG 017, TAG 020)	Sverige: DRB:2001 förutom avsnitt 4.1 (BKR)
	<p>varmering.</p> <p>Anvisningar ges avseende armeringens förankringslängd och skarvning, erforderliga avstånd mellan armeringsstänger samt minsta täckande betongskikt.</p> <p>Erforderliga åtgärder för begränsning av sprickvidd redovisas.</p> <p>Krav och anvisningar för spännkablar ges, till exempel att hänsyn ska tas till spännkraftsförluster samt hur förankring av spännkablar ska ske.</p> <p>Det anges att erforderlig hänsyn ska tas till inneslutningskonstruktionens rörelser på grund av pålagda laster och temperaturvariationer etc. och tillhörande interaktion med anslutande konstruktionsdelar såvida inneslutningen inte är tillräckligt väl separerade från dessa.</p> <p>Krav på grundläggningsför-</p>	<p>ning, krav avseende sprickvidd och krav och anvisningar för spännarmering.</p> <p>Eftersom A23.3 är en generell betongnorm finns här mer noggranna anvisningar för konstruktionsdelar som ej normalt ingår i ett inneslutningskärl än vad som finns i i ASME Sect III Div 2 (bjälklag, pelare, balkar etc.).</p>	<p>av termiska laster nämnas anvisningar avseende flygplansstörtning, missillaster och rörgenomföringsrör.</p>			

Område	USA: ASME Sect III Div 2 CC-3000	Kanada: N287.3 (A23.3)	Frankrike: ETC-C Part 1 (Eurocodes)	Finland: YVL Guidelines 4.1 (RakMK)	Storbritannien: SAP (TAG 017, TAG 020)	Sverige: DRB:2001 förutom avsnitt 4.1 (BKR)
	hålladen ges.					
<b>Tätplåt</b>						
Design analysis procedure	Anvisningar för analys av tätplåten ges. Tvångsrörelser orsakade av inneslutningens rörelser ska beaktas. Vid beräkning av töjningar i tätplåten samt av laster verkande på tätplåtens förankringar ska hänsyn tas till tätplåtens initialimperfectioner uppkomna vid tillverkning och montering i enlighet med projektspecifika tillverkningstoleranser.  Vidare ges övergripande anvisningar avseende rörge-nomföringar och upp-lagskonstruktioner som ansluter till tätplåten.	N287.3 innehåller i princip motsvarande krav som redovisas i ASME Sect III Div 2.	ETC-C skiljer sig på en avgörande punkt från vad som anges i ASME Sect III Div 2 och N287.3: Vid analys av tätplåten kan en perfekt geometri ansättas, det vill säga tätplåtens initialimperfectioner behö-ver ej beaktas. Denna förenkling innebär att töjningsnivåerna i tätplåten för vissa belastningsfall kraftigt kan underskattas.	Inga anvisningar ges.	Inga anvisningar ges.	Inga anvisningar ges.
Design allowables	För laster i byggskedet anges maximalt tillåtna spänningar i tätplåten.  Eftersom den dominerande lasten för tätplåten efter uppförande, i områden ej gränsande till genomföring-	N287.3 följer i princip vad som anges i ASME Sect III Div 2 förutom på en punkt. När det gäller dimensionering av tätplåtens förankringar till bakomliggande betong anger N287.3 endast tillåtna krafter, medan	ETC-C har likartade acceptanskriterier som ASME, men med den skillnaden att imperfectioner ej behöver beaktas vid kontroll av tätplåtens påkänningar, se föregående punkt.	Inga anvisningar ges.	Inga anvisningar ges.	Tillåtna töjningar i tätplåten redovisas, dessa är striktare eller lika med vad som anges i ASME Sect III Div 2.

Område	USA: ASME Sect III Div 2 CC-3000	Kanada: N287.3 (A23.3)	Frankrike: ETC-C Part 1 (Eurocodes)	Finland: YVL Guidelines 4.1 (RakMK)	Storbritannien: SAP (TAG 017, TAG 020)	Sverige: DRB:2001 förutom avsnitt 4.1 (BKR)
	<p>ar eller upplagskonstruktioner, normalt är deformationsstyrd är tillåtna påkänningar uppställda i form av tøjningar. En viss plasticering av tätplåten tillåts alltså.</p> <p>I områden gränsande till genomföringar och upplagskonsoler genomförs normal dimensionering för yttre last.</p> <p>För tätplåtens förankringar anges tillåtna lastvärden för yttre last medan man för deformationsstyrda förlopp anger maximalt tillåtna förskjutningar.</p>	ASME för deformationsstyrda förlopp utvärderar gentemot tillåtna deformationer. N287.3 är i detta avseende alltså mer konservativ än ASME.				
Design details	<p>Här anges ytterligare förutsättningar och situationer som ska beaktas vid dimensionering av tätplåten.</p> <p>Det anges att vid övergång från inneslutning till stålkonstruktion är normen gällande för den del av tätplåten som är stöttad av betong. Övriga delar ska dimensioneras i enlighet</p>	Begränsat med kompletterande dimensioneringsdetaljer.	Begränsat med kompletterande dimensioneringsdetaljer.	Inga anvisningar ges.	Inga anvisningar ges.	Inga anvisningar ges.

Område	USA: ASME Sect III Div 2 CC-3000	Kanada: N287.3 (A23.3)	Frankrike: ETC-C Part 1 (Eurocodes)	Finland: YVL Guidelines 4.1 (RakMK)	Storbritannien: SAP (TAG 017, TAG 020)	Sverige: DRB:2001 förutom avsnitt 4.1 (BKR)
	med tryckkärlsnormer.  Krav på svetsning och typ av svetsar anges tillsammans med regler för tvärsnittsövergångar hos tätplåten.					
<b>Stötlaster</b>						
	Här anges något kortfattat regler för dimensionering av inneslutningskärl och tätplåt för stötlaster.	Specifika krav för stötlaster ges i en bilaga till dokumentet.	Specifika krav för stötlaster ges.	Inga anvisningar ges.	Inga anvisningar ges.	Maximalt tillåtna töjningsvärden för betong och armering vid transient dynamisk belastning ges i en bilaga.

## 6.8.2 Regelverk för övriga betongkonstruktioner

Såsom redovisats i avsnitt 6.2 - 6.7 samt kapitel 3 utgörs regelverk för övriga säkerhetsrelaterade betongkonstruktioner vid kärnkraftsanläggningar av följande dokument:

- *ACI 349* (USA)
- *N291 + A23.3* (Kanada)
- *YVL 4.1* + internationell norm med ev. tilläggskrav + finskt regelverk (Finland)
- *ETC-C + Eurokoderna* (Frankrike)
- *SAP + TAG* + kärnkraftsspecifika regelverk om sådana finns (Storbritannien)
- EUR anger *ACI 349* och *Eurokoderna* kompletterade med tilläggskrav
- *DRB:2001 + BKR* (Sverige)

Samtliga dessa regelverk, förutom de i Finland och Storbritannien, innehåller detaljerade dimensioneringsanvisningar för bärande betongstrukturer vid kärnkraftsanläggningar och baseras på principen för dimensionering i gränstillstånd med användande av partialkoefficienter. I Finland och Storbritannien hänvisas ej till något specifikt detaljerat kärnteknisk regelverk.

*ACI 349*, *N291+A23.3*, *ETC + Eurokoderna* samt på ett mer övergripande plan även *DRB:2001+BKR* kan sägas utgöra heltäckande regelverk för betongkonstruktioner vid kärnkraftsanläggningar. Anläggningspecifika krav tillkommer dock.

Vad gäller användande av *Eurokoderna* så är dessa ej formellt gällande för kärntekniska anläggningar, de måste kompletteras med kärnkraftsanläggningsspecifika krav. Detta kan göras i nationella dokument eller på anläggningsspecifik nivå.

## 6.9 Genomgång av kärnkraftsspecifika regelverk

### 6.9.1 Inledning

Av de regelverk som studerats i föregående avsnitt av detta kapitel utgör

- *ASME Sect III Div 2/ACI 349* (USA)
- *N287.3/N291* (Kanada)
- *ETC-C* (Frankrike)
- *DRB:2001* (Sverige)

med tillhörande referenser detaljerade regelverk innehållande kärnkraftsspecifika anvisningar. Innehållet i dessa regelverk går igenom nedan.

## 6.9.2 Innehåll

De studerade regelverken innehåller sammantaget information inom följande områden:

1. Tillämplighet och övergripande förutsättningar (avsnitt 6.9.3).
2. Konventionella laster samt laster som specifikt ska beaktas för kärnkraftsanläggningar, samt hur dessa ska kombineras (avsnitt 6.9.4).
3. Konventionell betongdimensionering av (a) inneslutningskärlet, (b) den inre bärande stommen i reaktorinneslutningen och (c) övriga säkerhetsrelaterade betongbyggnader (avsnitt 6.9.5).
4. Dimensionerings- och beräkningsmetoder förknippade med kärnkraftsrelaterade frågeställningar (avsnitt 6.9.6).
5. Inneslutningskärlets täthet inkluderande krav på såväl tätplåten som på betongstrukturen (avsnitt 6.9.7).
6. Förankringar till betongkonstruktioner (avsnitt 6.9.8).

Dessa områden redovisas i följande avsnitt.

## 6.9.3 Tillämplighet och övergripande förutsättningar

Samtliga regelverk (*ASME Sect III Div 2/ACI 349 (USA)*, *N287.3/N291 (Kanada)*, *ETC-C (Frankrike)* samt *DRB:2001 (Sverige)*) täcker in såväl reaktorinneslutningar som övriga bärande säkerhetsrelaterade betongstrukturer vid kärnkraftsanläggningar. I tabell 6.3 redovisas vilka typer av konstruktionslösningar för betongreaktorinneslutningar som respektive regelverk behandlar.

*Tabell 6.3 Sammanfattning av vilka typer av konstruktionslösningar för betongreaktorinneslutningar som behandlas i de studerade regelverken.*

Konstruktionslösning	ASME Sect III Div 2 (USA)	N287.3 (Kanada)	ETC-C (Frankrike)	DRB:2001 (Sverige)
Enbart slakarmerad	X	X		
Spännarmerad	X	X	X	X
Med tätplåt	X	X	X	X
Annan typ av ”liner”		X		
Utan ”liner”				

Alla regelverk förutom *ASME Sect III Div 2* baseras på principen för gränstillstånd/partialkoefficienter. *ASME Sect III Div 2* baseras på principen för tillåtna påkänningar.

*ASME Sect III Div 2/ACI 349* och *DRB:2001* gäller generellt medan *N287.3/N291* från början är upprättade för CANDU-reaktorer och *ETC-C* är gällande enbart för anläggningar av typen *EPR*.

ASME Sect III Div 2/ACI 349 är i princip självbärande medan övriga regelverk lutar sig mot andra konventionella byggnadsregelverk:

- N287.3 hänvisar till A23.3 (som i sin tur emellanåt hänvisar till NBCC)
- ETC-C refererar till Eurokoderna
- DRB:2001 hänvisar till BKR/BBK

#### 6.9.4 Laster och lastkombinering

Vid dimensionering av kärnkraftsanläggningar ska dessa förutom konventionella laster även dimensioneras för aktuella processlaster samt för osannolika händelser. Vidare ska mycket osannolika händelser beaktas. Konventionella laster, och hur dessa ska kombineras, baseras normalt på vad som anges i konventionella regelverk (nivå 3) för byggnadskonstruktioner. Processlasternas storlek och utbredning identifieras och fastställs anläggnings-specifikt. Processlaster kan även specificeras på ett övergripande plan i nivå 2 dokument.

Vilka osannolika och mycket osannolika händelser som ska beaktas specificeras i myndighetsföreskrifter (nivå 1) och uttolkas i råd och anvisningar (nivå 1 och 2). Vilka av dessa händelser som behöver beaktas för en specifik anläggning, och tillhörande lasters storlek och utbredning, styrs av anläggningens utformning och placering. På anläggningsspecifikt nivå kan i vissa fall generellt postulerade händelser avskrivnas baserat på något av följande fem kriterier:

1. Händelse med ett tillräckligt långsamt förlopp, eller som har tillräcklig förvarningstid, så att lämpliga motåtgärder kan sättas in.
2. Händelse som i sig själv ej har någon signifikant inverkan.
3. Enskilda händelser som har en tillräckligt låg sannolikhet för inträffande.
4. Placering av anläggningen geografiskt eller på en sådan nivå/position så att händelsen ej är aktuell eller ej har någon signifikant inverkan.
5. Händelser som kan visas täckas in av andra postulerade händelser.

I följande beskrivning klassificeras händelser med tillhörande laster i enlighet med SSMFS 2008:17 oavsett vilket regelverk som studeras:

- H1: Normal drift
- H2: Förväntade händelser
- H3: Ej förväntade händelser
- H4: Osannolika händelser (inkluderande konstruktionsstyrande händelser)
- H5: Mycket osannolika händelser (inkluderande svåra haverier)

Utöver händelser som ingår i klassificeringen ovan kan även ”design basis threat” och ”beyond design basis threat” behöva beaktas. Detta behandlas emellertid ej i föreliggande rapport.

*ASME Sect III Div 2/ACI 349* (USA) inkluderar lastkategorierna Test, Construction, Normal loads, Severe environmental, Extreme environmental och Abnormal loads. Dessa lastkategorier kan sägas motsvara händelser inom händelseklass H1 t.o.m. H4 ovan. Normerna behandlar alltså ej mycket osannolika händelser. Hanteringen av svåra haverier styrs av föreskrifter utgivna av USNRC. *ASME Sect III Div 2* baseras på principen med tillåtna påkänningar medan *ACI 349* baseras på principen för dimensionering i gränstillstånd med användande av partialkoefficienter. Detta innebär att lastfaktorerna vid lastkombinering skiljer sig åt.

*N287.3/N291* (Kanada) har i princip motsvarande indelning i lastkategorier som för USA ovan. På samma sätt som ovan hanteras ej mycket osannolika händelser i dessa standarder utan istället ges föreskrifter för svåra haverier ut av CNSC. Eftersom båda standarderna baseras på principen för dimensionering i gränstillstånd med användande av partialkoefficienter är lastfaktorerna vid lastkombinering snarlika men ej identiska.

I *ETC-C* (Frankrike) delas lasterna in i kategorierna i permanent actions, variable actions och accidental actions. I accidental actions ingår även severe accidents, dvs *ETC-C* täcker in samtliga händelseklasser (H1 t.o.m. H5).

Även *DRB:2001* (Sverige) har lastkategorierna permanent last, variabel last respektive olyckslast. *DRB:2001* hanterar svåra haverier och täcker alltså in samtliga händelseklasser H1 t.o.m. H5.

Lastkombineringen skiljer sig naturligtvis åt emellan de olika regelverken och en detaljerade jämförelse ligger utanför ramen för föreliggande uppdrag. Några iakttagelser redovisas emellertid:

- I samtliga normer är lastfaktorn avseende konstruktionstrycket (LOCA) vid betongdimensionering 1.5 när övertryck i inneslutningen utgör huvudlast, förutom i *ETC-C* som använder en lastfaktor på 1.0. Se tabell 6.4.
- Vid dimensionering av tätplåten för LOCA-laster använder samtliga regelverk lastfaktorn 1.0 förutom *DRB* där lastfaktorn är 1.5. Se tabell 6.4.
- I *ASME Sect III Div 2* kombineras LOCA-övertrycket med händelsen ”safe shutdown”-jordbävning, dvs med den högsta jordbävningens lasten.
- I *N287.3* kombineras istället en reducerad övertryckslast med den högsta jordbävningens nivå, ”design basis”-jordbävning. Även *ETC-C* har en motsvarande kombination av övertryck och jordbävning.
- För svenska anläggningar kombineras ej konstruktionstryckslaster med jordbävning.

I tabell 6.4 jämförs lastpartialkoefficienterna för den inre övertryckslasten LOCA i händelseklass H4. Lastpartialkoefficienter redovisas även tillsammans med hållfasthetsreduktionsfaktorer vid betongdimensionering, se avsnitt 6.9.5.



Tabell 6.4 Jämförelse av lastpartialkoefficienter för den inre övertryckslasten LOCA i händelseklass H4 vid dimensionering av betongreaktorinneslutningar med de i föreliggande rapport studerade regelverken.

Kontroll av	ASME Sect III Div 2 (USA)	N287.3 (Kanada)	ETC-C (Frankrike)	DRB:2001 (Sverige)
Betongstruktur	1.5	1.5	1.0	1.5
Tätplåt	1.0	1.0	1.0	1.5

I tabell 6.4 ses att lastfaktorerna i de olika regelverken för den inre övertryckslasten LOCA i händelseklass H4 harmoniserar väl med varandra, förutom vad gäller ETC-C. ETC-C använder lastfaktorn 1.0 vid dimensionering av betongstrukturen medan övriga regelverk anger värdet 1.5. Vidare har DRB:2001 en konservativare ansats än övriga regelverk vad gäller lastfaktorn vid dimensionering av tätplåten, 1.5 istället för 1.0.

### 6.9.5 Betongdimensionering

I detta avsnitt jämförs hur konventionell hållfasthetsdimensionering av inneslutningskärlet, den inre bärande stommen i reaktorinneslutningen samt övriga säkerhetsrelaterade betongbyggnader hanteras i respektive regelverk.

ASME Sect III Div 2 (USA) behandlar inneslutningskärl av betong med tätplåt. Regelverket täcker in inneslutningskärl med spännarmering såväl som utan. Dokumentet är självbärande vad gäller dimensionering och innehåller detaljerade anvisningar för dimensionering av den bärande betongstrukturen.

ACI 349 (USA) täcker in alla säkerhetsrelaterade betongstrukturer vid kärnkraftsverk förutom inneslutningskärlet. Den är gällande för betongstrukturer utanför såväl som innanför inneslutningskärlet, den är därmed även tillämplig för den inre bärande stommen inuti inneslutningen. Enligt USNRC ska emellertid för BWR-anläggningar gränsen mellan primär- och sekundärutrymme, som har täthetskrav för säkerställande av ”pressure-suppression”-funktionen, dimensioneras i enlighet med ASME Sect III Div 2. Den nu gällande utgåvan av ACI 349 är självbärande och innehåller detaljerade dimensioneringsanvisningar. Regelverket är emellertid i grunden baserat på det konventionella betongregelverket ACI 318, kompletterat med kärnkraftsspecifika krav. Den kommande utgåvan av ACI 349 kommer emellertid ej att vara självbärande, den kommer istället direkt att referera till ACI 318 och därutöver endast ange kärnkraftsspecifika modifikationer, tillägg och begränsningar.

N287.3 (Kanada) innehåller anvisningar för reaktorinneslutningskärl av armerad betong med tätplåt eller annan typ av ”liner”, och med eller utan spännarmering. N291 behandlar övriga säkerhetsrelaterade betongstrukturer vid kärnkraftsanläggningar. Båda dessa dokument hänvisar generellt till det konventionella betongdimensioneringsregelverket A23.3, och anger därutöver modifikationer, tillägg och begränsningar nödvändiga för kärnkraftsanläggningar. N287.3 och N291 är upprättade för CANDU-reaktorer.

*ETC-C* (Frankrike) behandlar alla bärande betongstrukturer vid kärnkraftsanläggningar av typen *EPR*. Den täcker därmed endast in reaktorinneslutningar av typen *EPR*, dvs en spännarmerad inneslutning med tätplåt på insidan. Generellt görs hänvisning till *Eurokoderna*, därutöver ges omfattande modifierationer, tillägg och begränsningar nödvändiga för kärnkraftsanläggningar.

*DRB:2001* (Sverige) täcker in reaktorinneslutningar såväl som övriga säkerhetsrelaterade bärande betongstrukturer vid kärnkraftsanläggningar. *DRB* hänvisar till det generella byggregelverket *BKR* med dess handbok för betongkonstruktioner *BBK* vad gäller detaljerade dimensioneringsanvisningar. Vidare ingår de ursprungliga konstruktionsprinciperna som fastställdes för reaktorinneslutningar vid uppförandet av de första svenska blocken. I övrigt är detaljeringsgraden vad gäller kärnkraftsspecifika dimensioneringsanvisningar lägre i *DRB:2001* än i ovan angivna regelverk.

I tabell 6.5 jämförs dimensionerande hållfasthetsvärden för den inre övertryckslasten *LOCA* i händelseklass *H4*. Samtliga regelverk har lastfaktorn 1.5 för denna händelse förutom *ETC-C* som anger värdet 1.0, se tabell 6.4 ovan. Man kan notera att reduktionsfaktorerna i tabell 6.5 är relativt lika mellan de olika regelverken vad gäller betongens kapacitet såväl som slak- och spännarmeringens. Notera dock att *ETC-C*:s avvikande lastfaktor får inverkan vid en jämförelse av regelverken, se vidare avsnitt 6.10.

För övriga byggnader är det endast *ACI 349* som är självbärande, övriga regelverk hänvisar till konventionella regelverk enligt beskrivning ovan. I tabell 6.6 jämförs dimensionerande hållfasthetsvärden för brottgränstillståndet och för gränstillstånd vid olyckslast för övriga byggnader då de baseras på de refererade konventionella regelverken. Dessa skiljer sig från vad som används för inneslutningen vid en *LOCA*-händelse (tabell 6.5). Det finns en icke försumbar skillnad mellan storleken på reduktionsfaktorerna i de olika regelverken. Detta kompenseras till viss del av motsvarande skillnader i lastfaktorer. En jämförelse inkluderande både reduktions- och lastfaktorer redovisas i avsnitt 6.10.

Tabell 6.5 Jämförelse av reduktionsfaktorer för hållfasthetsvärden vid den inre övertryckslasten LOCA i händelseklass H4 vid hållfasthetsdimensionering av betongreaktorinneslutningar med de i föreliggande rapport studerade regelverken. Notera att strängare krav kan finnas med avseende på säkerställande av inneslutningens täthetsfunktion, se tabell 6.14.

Kontroll av drag och böjning	ASME Sect III Div 2 <sup>1)</sup> (USA)	N287.3 <sup>1)</sup> (Kanada)	ETC-C <sup>2)</sup> (Frankrike)	DRB:2001 <sup>2)</sup> (Sverige)
Betong, tryck	0.75 <sup>3)</sup> 0.85 <sup>4)</sup>	0.75 <sup>3)</sup> 0.85 <sup>4)</sup>	0.83	0.56 <sup>5)</sup> 0.83 <sup>6)</sup>
Betong, drag	Får ej tillgodoräknas			
Armering	0.9	1.0	1.0	0.725 <sup>5)</sup> 0.87 <sup>6)</sup>
Spännkablar	0.9	0.9	1.0	0.725 <sup>5)</sup> 0.87 <sup>6)</sup>
Lastfaktor LOCA	1.5	1.5	1.0	1.0/1.5

1) Specificerade hållfasthetsvärden

2) Karakteristiska hållfasthetsvärden

3) Avser primärspänningar

4) Avser primär- och sekundärspänningar

5) Med lastpartialkoefficienten 1.0

6) Med lastpartialkoefficienten 1.5

Tabell 6.6 Jämförelse av reduktionsfaktorer för hållfasthetsvärden vid brottgränstillståndet respektive gränstillstånd vid olyckslast vid hållfasthetsdimensionering av övriga betongbyggnader med de i föreliggande rapport studerade regelverken.

Kontroll av drag och böjning	ACI 349 (USA)	A23.3 (Kanada)	ETC-C Eurokoderna (Frankrike)	DRB:2001 BKR/BBK (Sverige)
Betong, tryck	0.65	0.65	Brott: 0.67 Olycks: 0.77	Brott: 0.56 Olycks: 0.83
Betong, drag	Får ej tillgodoräknas			
Armering	0.9	0.85	Brott: 0.87 Olycks: 1.0	Brott: 0.725 Olycks: 1.0
Lastfaktor huvudlast	Brott: 1.6 Olycks: 1.0	Brott: 1.5 Olycks: 1.0	Brott: 1.5 Olycks: 1.0	Brott: 1.3 Olycks: 1.0

### 6.9.6 Kärnkraftsrelaterade frågeställningar

För kärnkraftsanläggningar ska händelser beaktas vid dimensionering som normalt ej beaktas för konventionella byggnadsverk. Dessa händelser är normalt klassificerade i händelseklasserna H4 och H5. Vidare innebär anläggningens utformning i sig att speciella förutsättningar råder och att unika konstruktionsutformningar föreligger. Ovanstående inkluderar lasteffekter av extrema naturfenomen samt olyckshändelser inuti respektive utanför anläggningen. Exempel på sådana typer av händelser ges i tabell 6.7 t.o.m. 6.11.

Andra exempel på laster som måste beaktas för byggnader vid kärnkraftsanläggningar är laster från rörupphängningar och rör genomföringar samt svåra haverier. I tabell 6.12 ges exempel på H5-händelser ("beyond Design Basis Accidents" (bDBA)).

Notera att tabell 6.7 t.o.m. 6.12 är att uppfatta såsom exempel på hur en indelning av händelser i dessa kategorier kan göras. Exemplet är hämtat från Scanscot Technology rapport *Canadian Nuclear Safety Commission, CNSC: R397.1 Recommendations on Assessing Civil Structures for New Nuclear Power Plants* och är alltså uppställt utifrån kanadensiska förhållanden. Kopplingen av enskilda händelser till respektive kategori kan skilja sig åt något länder emellan.

Anvisningar avseende inneslutningens täthet redovisas i avsnitt 6.9.7. Vilka laster som hanteras i respektive norm, samt hur dessa ska kombineras, har diskuterats i avsnitt 6.9.4.

I tabell 6.13 redovisas i vilken mån de studerade regelverken för betongstrukturer innehåller kompletterande dimensioneringsanvisningar avseende speciella kärnkraftsrelaterade frågeställningar. I tabellen framgår att *ETC-C* är det mest heltäckande regelverket i den meningen att det beaktar flest frågeställningar, följt av *ASME Sect III Div 2* och *N287.3* som beaktar endast något färre områden. *DRB:2001* är det regelverk som explicit berör minst antal specialområden. Detta dokument har tyngdpunkten på lastbeskrivning, inneslutningens täthet samt normal dimensionering. Hanteringen av övriga speciella frågeställningar, förutom jordbävning, regleras emellertid ej i detalj.

Hur kriterier för fysiskt skydd, "design basis threat" och "beyond design basis threat" etc. hanteras i de olika regelverken ingår ej inom ramen för föreliggande uppdrag.

Tabell 6.7 Sammanställning hämtad från Scanscot Technology rapport  
Canadian Nuclear Safety Commission: Recommendations on  
Assessing Civil Structures for New Nuclear Power Plants.

Natural Hazards Recommended to Be Considered in Design of Canadian NPP	
Hazard	Remarks
Earthquake Design Basis Earthquake, E' Site Design Earthquake, E	E' = Extreme Load Category E = Severe Load Category
Straight Wind, and Hurricane, W	Considered in the Severe/Environmental Load Category
Tornado Wind, $W_t$ Differential Pressure, $W_{tp}$ and Missiles, $W_{tm}$	Considered in the Extreme/ Environmental Abnormal Load Category
Snow, S and S'	Considered as S – for Severe/Environmental Load Category as S' – for Extreme/Environmental Abnormal/ Load Category
Rain, R and R'	Considered as R – for Severe/Environmental and R' Extreme/Environmental Abnormal Load Category
Lightening	Addressed by Fire Protection Standards
Volcanoes	Site should be sufficiently removed from volcanoes that only ash fall is considered in design
Electromagnetic Pulses	Considered in design by having redundant communication systems resistant to solar radiation

Tabell 6.8 Sammanställning hämtad från Scanscot Technology rapport  
Canadian Nuclear Safety Commission: Recommendations on  
Assessing Civil Structures for New Nuclear Power Plants.

Exclusion Criteria	
No	Description
1	A phenomenon which occurs slowly or with adequate warning with respect to the time required to take appropriate protective action.
2	A phenomenon which in itself has no significant impact on the operation of a nuclear power plant and its design basis.
3	An individual phenomenon which by itself has a probability of occurrence less than the $10^{-5}$ /yr and probability of undefined release of radioactivity less than $10^{-6}$ /yr.
4	Locate the nuclear power plant sufficiently distant from or above the postulated phenomenon to mitigate its effects to an acceptable level.
5	A phenomenon which is included or enveloped by design for another phenomenon. For example, storm-surge and seiche are included in flooding; or accidental small aircraft crash is included in tornado.

Tabell 6.9 Sammanställning hämtad från Scanscot Technology rapport  
Canadian Nuclear Safety Commission: Recommendations on  
Assessing Civil Structures for New Nuclear Power Plants.

<b>Individual Natural External Hazards Usually Excluded from Consideration as a Design Basis Event or Load for Nuclear Power Plants</b>			
<b>Natural Hazards</b>	<b>Exclusion Criteria No.<sup>1)</sup></b>	<b>Natural Hazards</b>	<b>Exclusion Criteria No.<sup>1)</sup></b>
Avalanche	4,5	Landslide	4,5
Biological	1	Low Lake or River Water Level	1
Climate Change	1	Low Winter Temperature	1,2
Drought	1	Damaging Meteorite	3
Flood	4	Sandstorm	4
Fog	2	Seiche	4,5
Forest Fire	2	Soil Shrink Swell Consolidation	1
Frost	2,5	Storm Surge	4,5
Hail	2,5	Tsunami	4,5
High Summer Temperature	1,2	Waterspout	4
Ice Cover	2,5	Wave Action	4,5

1) Se tabell 6.8

Tabell 6.10 Sammanställning hämtad från Scanscot Technology rapport  
Canadian Nuclear Safety Commission: Recommendations on  
Assessing Civil Structures for New Nuclear Power Plants.

<b>External man-Induced Loads – Examples of Design Basis Loads or Events in this category</b>
General Aviation – Aircraft Crash (Accidental)
External Fire
Explosions – Facilities (Accidental)
Explosions – Vehicles (Accidental)
Suffocating and Toxic Gases
Electromagnetic Interference (Man-Induced)
Failure of High Energy Systems Adjacent to NPP (Power Generating Turbine Missile)
Vehicle Intrusion (Accidental)

Tabell 6.11 Sammanställning hämtad från Scanscot Technology rapport  
 Canadian Nuclear Safety Commission: Recommendations on  
 Assessing Civil Structures for New Nuclear Power Plants.

<b>Internal Accident Hazards – Examples of Design Basis Loads in this category</b>
Reactor Coolant System Energy Release
High Energy Pipe Break
Heavy Load Drop
Internal Flooding – Pipe Break
Internal Flooding – Vertical Flat Bottom Tank Rupture
Internal Missiles
Large Pump Flywheel Failure
Control Rod Ejection

Tabell 6.12 Sammanställning hämtad från Scanscot Technology rapport  
 Canadian Nuclear Safety Commission: Recommendations on  
 Assessing Civil Structures for New Nuclear Power Plants.

<b>Beyond Design Basis Accidents – Examples of Events in this category</b>	
<b>Hazard</b>	<b>Event</b>
Natural Phenomena Hazard	Flooding
	Meteorite Hit
Man-Induced Hazard	Commercial Aircraft Crash at Flight Speed
Internal Accident Hazard	Simultaneous Energy Release From the Reactor Coolant System Plus One or More Steam Generator for Containment Design
	Reactor Vessel Coolant Pump or Pressurized Rupture
	Reactor Core Disruptive Accident, which could lead to a core melt
	Steam Explosion from Molten Core Contact with Water
	Containment Hydrogen Detonation
	Containment Hydrogen Deflegration

Tabell 6.13 Sammanfattning av kompletterande dimensioneringsanvisningar avseende viktigare kärnkraftsrelaterade frågeställningar för de studerade regelverken.

Frågeställning	ASME Sect III Div 2 (USA)	N287.3 (Kanada)	ETC-C (Frankrike)	DRB:2001 (Sverige)
Speciella laster	X	X	X	X
Osannolika händelser	X	X	X	X
Mycket osannolika händelser			X	X
Täthet inneslutning	X	X	X	X
Lasteffekt av temperatur	X	X	X	
Jordbävning	X	X	X	X
Missiler	X	X	X	
Explosioner	X	X	X	
Flygplansstörtning			X	
Last från rörgenomföringar	X		X	
Förankring till betong	X	X	X	

### 6.9.7 Inneslutningskärlets täthet

I regelverk avseende reaktorinneslutningar ställs krav på inneslutningens täthet så att gällande gränsvärde för radioaktivt läckage till omgivningen ej riskeras att överskridas. Här behandlas endast inneslutningar med tätplåt. För denna typ av inneslutning ställs naturligtvis krav på att påkänningarna i tätplåten begränsas, men krav kan även ställas på påkänningsnivåerna i den bakomliggande betongkonstruktionen. Detta beror på att om påkänningarna i betongkonstruktionen begränsas så begränsas även de globala och lokala töjningar i tätplåten, vidare kan betongen även ses som en sekundär läckagebarriär. I tabell 6.14 nedan ges en sammanställning av dessa krav för de regelverk vi studerar för händelsen LOCA i händelseklass H4. Krav redovisas för tätplåten, armeringen i anslutande betongkonstruktion samt det generella spänningstillståndet över inneslutningskärlets tvärsnitt. Vidare anges tillhörande lastfaktorer.

En utvärdering och jämförelse mellan de olika regelverken baserat på vad som anges i tabell 6.14 redovisas närmare i avsnitt 6.10. Sammanfattningsvis kan här sägas att *ASME Sect III Div 2* och *N287.3* har i princip samma krav medan *ETC-C* är mindre konservativ och *DRB:2001* mer konservativ än de båda förstnämnda regelverken.



Tabell 6.14 Sammanställning och jämförelse av tillåtna påkänningar avseende ett spännarmerat inneslutningskärls täthet för händelsen LOCA (händelseklass H4).

Konstruktionsdel	ASME Sect III Div 2 (USA)	N287.3 (Kanada)	ETC-C (Frankrike)	DRB:2001 (Sverige)
Tätplåt, membranpåkänning	Töjning Drag: 0.003 Tryck: 0.005	Töjning Drag: 0.003 Tryck: 0.005	Töjning <sup>2)</sup> Drag: 0.003 Tryck: 0.005	Spänningen ska understiga sträckgränsen <sup>3)</sup> . Lokalt tillåts töjningsnivåer enligt ASME.
Lastfaktor LOCA	1.0	1.0	1.0	1.5
Tätplåt, kombinerad membran- och böjpåkänning	Töjning Drag: 0.010 Tryck: 0.014	Töjning Drag: 0.010 Tryck: 0.014	Töjning <sup>2)</sup> Drag: 0.010 Tryck: 0.014	Spänningen ska understiga sträckgränsen <sup>3)</sup> . Lokalt tillåts töjningsnivåer enligt ASME.
Lastfaktor LOCA	1.0	1.0	1.0	1.5
Armeringspåkänning	(90% av sträckgränsen) <sup>1)</sup>	(Får ej överskrida sträckgränsen) <sup>1)</sup>	80% av sträckgränsen	Får ej överskrida sträckgränsen
Lastfaktor LOCA	1.5	1.5	1.0	1.5
Övrigt			Resulterande normalkraft i "current part" ska vara tryckande	Inga resulterande normaldragpåkänningar över tvärsnittet
Lastfaktor LOCA			1.0	1.0

- 1) Detta krav utgör ej formellt något täthetskrav utan är gällande vid dimensionering för bärförmåga.
- 2) Dessa gränsvärden på töjningsnivåer är gällande för det teoretiska antagandet att tätplåten har en helt perfekt geometri, dvs en geometri utan imperfektioner. För ASME Sect III Div 2 och N287.3 ska tätplåtens imperfektioner däremot beaktas. Detta innebär att ETC-C kan ge en tätplåtsdesign som är mindre konservativ än de övriga normerna. DRBs krav följer de ursprungliga kraven som uppställdes för de svenska anläggningarna, eftersom de har en ingjuten tätplåt förutsatts att DRBs krav avse enbart dragtöjningar.
- 3) För stål SS1432 motsvarar detta en töjning på 0.0012.

På motsvarande sätt ställs krav på tätplåtens förankring till bakomliggande betong. I *ASME Sect III Div 2* och *ETC-C* görs då skillnad på om förankringarna belastas av yttre last eller om lasten är deformationsstyrd. Vid yttre last får då dimensionerande bärförmåga ej överskridas, medan man för deformationsstyrda förlopp ska visa att förankringens förskjutning ej överskrider en viss andel av förankringens totala dimensionerande brottförskjutning. Brottförskjutningen måste i många fall bestämmas genom experiment. *N287.3* medger ej möjligheten att dimensionera deformationsstyrda förlopp baserat på tillåten förskjutning, vilket är en konservativ ansats. *DRB:2001*

redovisar ej tillåtna värden för tätplåtsförankringar eftersom större delen av tätplåtarna vid de svenska anläggningarna är ingjutna.

### 6.9.8 Betongförankringar

Viktiga säkerhets- och processsystem samt komponenter är upphängda, monterade eller förankrade i de bärande betongstrukturerna. Systemens och komponenternas förankring in i betongkonstruktionen utgör en viktig konstruktionsdetalj. Samtliga studerade regelverk i detta avsnitt innehåller anvisningar avseende förankringar till betong förutom *DRB:2001*. De mest detaljerade och heltäckande anvisningarna ges i *ACI 349* som behandlar såväl ingjutna som eftermonterade förankringar och ger anvisningar för såväl statisk som dynamisk belastning. Den dynamiska belastningen inkluderar både seismisk belastning och stötlaster.

Vidare bör noteras att sedan maj 2009 finns ett detaljerat regelverk *CEN/TS (European Committee for Standardization – Technical specification) 1992-4-1 t.o.m. -4-5* för förankringar till betong som ansluter direkt till *Eurokoderna*. Detta regelverk är ej inarbetat i *ETC-C* (som ju hänvisar till *Eurokoderna*) vilket kan förklaras med att *CEN/TS* ej fanns utgivet när *ETC-C* upprättades. Det ska noteras att *CEN/TS* formellt ej är gällande för kärnkraftsanläggningar, vilket exempelvis är fallet med *ACI 349*. En fördel med *CEN/TS* är att den ansluter till *Eurokoderna* och till European Technical Specifications vad gäller fastställande av förankringars kapacitet via provning. European Technical Specifications utgörs av ”Harmonized European Product Standard” (hEN) och ”European Technical Approval” (ETA).

Kopplat till ETA-godkännandena finns även riktlinjer (”guidelines”) för dimensionering av förankringar, *ETAG*. Dessa guidelines gäller formellt ej för kärnkraftsanläggningar och behandlar ej effekter av seismisk last. Emellertid ges typgodkännande för dynamisk last ut av tyska Deutsches Institut für Bautechnik (DiBT) i vilka det anges säkerhetsfaktorer för dynamisk belastning som kan användas vid dimensionering enligt *ETAG*.

I tabell 6.15 ges en kortfattad sammanställning av regelverk för betongförankringar.

Vad gäller seismisk rekvalificering av befintliga anläggningar bör, förutom de regelverk som redovisas i tabell 6.15, de EPRI<sup>11</sup>- och SQUG<sup>12</sup>-rapporter nämnas som framtagits i USA för detta ändamål:

- Electric Power Research Institute, *Seismic Verification of Nuclear Plant Equipment Anchorage Volume 1: Development of Anchorage Guidelines*, Revision 1 June 1991
- Seismic Quality Utility Group, *Generic Implementation Procedure (GIP) for Seismic Verification of Nuclear Plant Equipment*, Revision 3A December 2001

---

<sup>11</sup> Electric Power Research Institute

<sup>12</sup> Seismic Quality Utility Group

Tabell 6.15 Sammanställning av anvisningar avseende betongförankringar.

Regelverk	Typ av dokument	Dimensioneringsprincip	Kärnkraftsanläggningar	Typ av förankringar	Typ av last
ACI 349	Code	Gränstillstånd Partialkoefficient	Ja	Ingjuten Eftermonterad	Statisk Seismisk Stöt
ACI 318			Nej		
CEN/TS 1992-4-1 t.o.m. 4-5	Technical specification	Gränstillstånd Partialkoefficient	Nej	Ingjuten Eftermonterad	Statisk Cyklisk Seismisk
ETAG 001 Part 1-5 App. A-C	Guideline	Gränstillstånd Partialkoefficient	Nej	Ingjuten Eftermonterad	Statisk
ETC-C	Project specification	Gränstillstånd Partialkoefficient	Ja/Nej <sup>1)</sup>	Ingjuten Eftermonterad	Statisk
DRB:2001	Inga anvisningar avseende betongförankringar				
CSA/CANDU	Standard	Gränstillstånd Partialkoefficient	Ja	Ingjuten Eftermonterad	Statisk Seismisk

1) ETC-C redovisar anvisningar för kärnkraftsanläggningar av typen EPR, men vad gäller infästningar till betong hänvisas till CEB Design Guide, som ej är direkt applicerbar för kärntekniska anläggningar.

## 6.10 Säkerhetsnivåer

### 6.10.1 Inledning

I föreliggande rapport genomförs ingen beräkning av olika regelverks säkerhetsnivåer eller någon jämförelse av hur dessa förhåller sig till varandra. Man kan emellertid få en viss kvantitativ jämförelse av regelverken med hjälp av den information om lastpartialkoefficienter och hållfasthetsreduktionsfaktorer som redovisas i avsnitt 6.9.4, 6.9.5 och 6.9.7. Nedan följer en sådan jämförelse för inneslutningens täthet, inneslutningens bärförmåga, samt för övriga betongbyggnaders bärförmåga. En ”jämförelsefaktor” beräknas för de två sistnämnda kategorierna. Jämförelsefaktorerna finns sammanställda i avsnitt 6.10.5.

Notera att de nedan redovisade jämförelsefaktorerna inte kan anses utgöra en fullständig jämförelse av säkerhetsnivåer mellan regelverken. Vid en säkerhetsnivåjämförelse måste hänsyn tas även till andra parametrar och andra typer av brottmoder etc.

### 6.10.2 Inneslutningens täthet

Tillåtna påkänningar med tillhörande lastfaktorer för en LOCA-händelse i händelseklass H4 redovisas i tabell 6.14. För regelverken *ASME Sect III Div 2, N287.3* samt *ETC-C* anges samma tillåtna töjningsvärden för tätplåten. *ETC-C* är emellertid mindre konservativ för vissa parametrar, exempelvis behöver man enligt *ETC-C* ej beakta tätplåtens initialimperfectioner i beräk-

ningarna, vilket är ett krav i *ASME Sect III Div 2* såväl som i *N287.3*. *DRB:2001* är mer konservativ än övriga regelverk eftersom tillåtna töjningsvärden är lägre samt att lastfaktorn 1.5 används, till skillnad från övriga regelverk där lastfaktorn 1.0 kan användas vid dimensionering av tätplåten.

Vad gäller maximalt tillåten dragpåkänning i inneslutningskärlets armering är *ASME Sect III Div 2*, *N287.3* samt *DRB:2001* relativt samstämmiga, medan *ETC-C* har en mindre konservativ ansats. Lastfaktorn i *ETC-C* är satt till 1.0 till skillnad från övriga normer som använder faktorn 1.5 vid kontroll av påkänningsnivåerna i betongkonstruktionen.

Både *ETC-C* och *DRB:2001* har det övergripande kravet att inga resulterande normaldragpåkänningar ska uppträda över inneslutningskärlets tvärsnitt vid applicerande av LOCA-trycket (lastfaktor 1.0). Något motsvarande krav finns ej i *ASME Sect III Div 2* eller i *N287.3*.

### 6.10.3 Inneslutningens bärförmåga

I tabell 6.5 och 6.6 redovisas hållfasthetsreduktionsfaktorer för reaktorinneslutningskärlet vid en LOCA-händelse i händelseklass H4 tillsammans med tillhörande lastfaktor för drag- och böjbelastning. De olika regelverken kan i princip jämföras på följande sätt:

$$\text{Jämförelsefaktor} = (1/\text{hållfasthetsreduktionsfaktor}) \cdot \text{lastfaktor}$$

Denna faktor för *tryckspänningar i betong* blir för de olika regelverken (värden hämtas ur tabell 6.5):

<i>ASME Sect III Div 2</i>	$(1/0.75) \cdot 1.5 = 2.00$ (enbart primärspänningar)
	$(1/0.85) \cdot 1.5 = 1.76$ (primär- + sekundärspänningar)
<i>N287.3</i>	$(1/0.75) \cdot 1.5 = 2.00$ (enbart primärspänningar)
	$(1/0.85) \cdot 1.5 = 1.76$ (primär- + sekundärspänningar)
<i>ETC-C</i>	$(1/0.83) \cdot 1.0 = 1.20$
<i>DRB:2001</i>	$(1/0.56) \cdot 1.0 = 1.79$ $(1/0.83) \cdot 1.5 = 1.81$ (det högsta av dessa värden är dim.)

Jämförelsefaktorn för de olika regelverken ligger relativt nära varandra (1.76 – 1.81 för böjning) förutom för *ETC-C* där faktorn har ett betydligt lägre värde (1.20), vilket indikerar lägre marginaler till brott.

Motsvarande faktor för *dragspänningar i armeringen* blir för de olika regelverken (värden hämtas ur tabell 6.5):

<i>ASME Sect III Div 2</i>	$(1/0.9) \cdot 1.5 = 1.67$
<i>N287.3</i>	$(1/1.0) \cdot 1.5 = 1.50$
<i>ETC-C</i>	$(1/1.0) \cdot 1.0 = 1.00$
<i>DRB:2001</i>	$(1/0.725) \cdot 1.0 = 1.38$ $(1/0.87) \cdot 1.5 = 1.72$ (det högsta av dessa värden är dim.)

Även här ligger jämförelsefaktorn för de olika regelverken relativt nära varandra (1.50 – 1.72) förutom för *ETC-C* där faktorn återigen har ett betydligt lägre värde (1.0).

För *spännkablar* blir faktorn för de olika regelverken (värden hämtas ur tabell 6.5):

<i>ASME Sect III Div 2</i>	$(1/0.9) \cdot 1.5 = 1.67$
<i>N287.3</i>	$(1/0.9) \cdot 1.5 = 1.67$
<i>ETC-C</i>	$(1/1.0) \cdot 1.0 = 1.00$
<i>DRB:2001</i>	$(1/0.725) \cdot 1.0 = 1.38$ $(1/0.87) \cdot 1.5 = 1.72$ (det högsta av dessa värden är dim.)

Återigen har jämförelsefaktorn relativt lika värden (1.67 – 1.72) förutom för *ETC-C* (1.0).

#### 6.10.4 Övriga betongbyggnaders bärförmåga

I tabell 6.6 redovisas hållfasthetsreduktionsfaktorer för övriga betongbyggnader vid brottgränstillståndet respektive gränstillstånd vid olyckslast tillsammans med tillhörande lastfaktor för huvudlasten vid drag- och böjbelastning. En jämförelse med hjälp av jämförelsefaktorer på motsvarande sätt som beskrivits för reaktorinneslutningar i avsnitt 6.10.3 ovan genomförs.

##### Brottgränstillstånd

För *tryckspänningar i betong* blir faktorn för de olika regelverken (värden hämtas ur tabell 6.6):

<i>ASME Sect III Div 2</i>	$(1/0.65) \cdot 1.6 = 2.46$
<i>N287.3 (A23.3)</i>	$(1/0.65) \cdot 1.5 = 2.31$
<i>ETC-C (Eurokoderna)</i>	$(1/0.67) \cdot 1.5 = 2.24$
<i>DRB:2001 (BBK)</i>	$(1/0.56) \cdot 1.3 = 2.32$

Jämförelsefaktorn för de olika regelverken ligger relativt nära varandra (2.24 – 2.46).

Motsvarande faktor för *dragspänningar i armeringen* blir för de olika regelverken (värden hämtas ur tabell 6.6):

<i>ASME Sect III Div 2</i>	$(1/0.9) \cdot 1.6 = 1.78$
<i>N287.3 (A23.3)</i>	$(1/0.85) \cdot 1.5 = 1.76$
<i>ETC-C (Eurokoderna)</i>	$(1/0.87) \cdot 1.5 = 1.72$
<i>DRB:2001 (BBK)</i>	$(1/0.725) \cdot 1.3 = 1.79$

Även här ligger jämförelsefaktorn för de olika regelverken nära varandra (1.72 – 1.79).

#### Gränstillstånd vid olyckslast

För *tryckspänningar i betong* blir faktorn för de olika regelverken (värden hämtas ur tabell 6.6):

<i>ASME Sect III Div 2</i>	$(1/0.65) \cdot 1.0 = 1.54$
<i>N287.3 (A23.3)</i>	$(1/0.65) \cdot 1.0 = 1.54$
<i>ETC-C (Eurokoderna)</i>	$(1/0.77) \cdot 1.0 = 1.30$
<i>DRB:2001 (BBK)</i>	$(1/0.83) \cdot 1.0 = 1.20$

Här finns en spridning vad gäller storleken på jämförelsefaktorn för de olika regelverken (1.20 – 1.54) där de europeiska regelverken, och framförallt det nuvarande svenska, har lägre värden än de nordamerikanska.

Faktorerna för *dragspänningar i armeringen* blir för de olika regelverken (värden hämtas ur tabell 6.6):

<i>ASME Sect III Div 2</i>	$(1/0.9) \cdot 1.0 = 1.11$
<i>N287.3 (A23.3)</i>	$(1/0.85) \cdot 1.0 = 1.18$
<i>ETC-C (Eurokoderna)</i>	$(1/1.0) \cdot 1.0 = 1.00$
<i>DRB:2001 (BBK)</i>	$(1/1.0) \cdot 1.0 = 1.00$

Här finns en viss spridning vad gäller storleken på jämförelsefaktorn för de olika regelverken (1.00 – 1.18) där de europeiska regelverken har lägre värden än de nordamerikanska.

#### 6.10.5 Sammanställning av jämförelsefaktorer

I tabell 6.15 redovisas samtliga ovan beräknade jämförelsefaktorer i en gemensam sammanställning. Man kan ur denna sammanställning utläsa att de högsta värdena för jämförelsefaktorerna fås vid dimensionering av övriga betongbyggnader i brottgränstillståndet, följt av värdena för inneslutningens bärförmåga. Lägst värden ges för dimensionering i gränstillstånd vid olyckslast för övriga betongbyggnader.

Man kan även studera kvoterna mellan jämförelsefaktorerna för de olika gränstillstånden respektive mellan de olika byggnadsdelarna (inneslutning respektive övriga byggnader) för att få en uppfattning om den relativa skillnaden i marginaler till brott. Kvoten ger alltså en uppfattning om hur mycket säkerhetsmarginalerna förändras när man går från ett gränstillstånd till ett annat.

Kvoten mellan jämförelsefaktorer för brottgränstillstånd och gränstillstånd vid olyckslast blir för de olika regelverken vad gäller betongens tryckhållfasthet:

<i>ASME Sect III Div 2</i>	$2.46/1.54 = 1.60$
<i>N287.3</i>	$2.31/1.54 = 1.50$
<i>ETC-C</i>	$2.24/1.30 = 1.72$
<i>DRB:2001</i>	$2.32/1.20 = 1.93$

Alltså, skillnaden i marginal till brott mellan brottgränstillståndet och vid gränstillstånd vid olyckslast är i det här fallet relativt lika mellan regelverken (1.50 – 1.93).

Motsvarande kvot för armering blir:

<i>ASME Sect III Div 2</i>	$1.78/1.11 = 1.60$
<i>N287.3</i>	$1.76/1.18 = 1.50$
<i>ETC-C</i>	$1.72/1.00 = 1.72$
<i>DRB:2001</i>	$1.79/1.00 = 1.79$

Kvoterna är i princip desamma som för betongens tryckhållfasthet redovisad ovan.

Motsvarande kvoter mellan bestämning av inneslutningens bärförmåga vid en LOCA-händelse (H4) och dimensionering av övriga betongbyggnader vid gränstillstånd för olyckslast blir enligt följande.

Tryckhållfasthet hos betongen:

<i>ASME Sect III Div 2</i>	$1.76/1.54 = 1.14$
<i>N287.3</i>	$1.76/1.54 = 1.14$
<i>ETC-C</i>	$1.20/1.30 = 0.92$
<i>DRB:2001</i>	$1.81/1.20 = 1.50$

Här är spridningen på värdena ganska stor där ETC-C redovisar det lägsta värdet (0.92) och DRB:2001 det högsta (1.50).

Armeringens draghållfasthet:

<i>ASME Sect III Div 2</i>	$1.67/1.11 = 1.50$
<i>N287.3</i>	$1.50/1.18 = 1.27$
<i>ETC-C</i>	$1.00/1.00 = 1.00$
<i>DRB:2001</i>	$1.72/1.20 = 1.72$

Även här skiljer sig värdena åt markant, återigen har ETC-C det lägsta värdet och DRB:2001 det högsta.

Notera att, såsom redan angivits i avsnitt 6.10.1, de redovisade jämförelsefaktorerna inte kan anses utgöra en fullständig jämförelse av säkerhetsnivåer mellan regelverken.

Tabell 6.16 Sammanställning av jämförelsefaktorer redovisade i avsnitt 6.10.3 och 6.10.4.

Drag- och böjbelastning	ASME Sect III Div 2 (USA)	N287.3 (Kanada)	ETC-C (Frankrike)	DRB:2001 (Sverige)
<i>Inneslutningens bärförmåga (avsnitt 6.10.3)</i>				
Betongens tryckhållf.	1.76	1.76	1.20	1.81
Armering	1.67	1.50	1.00	1.72
Spännkablar	1.67	1.67	1.00	1.72
<i>Övriga betongbyggnader – brottgränstillstånd (avsnitt 6.10.4)</i>				
Betongens tryckhållf.	2.46	2.31	2.24	2.32
Armering	1.78	1.76	1.72	1.79
<i>Övriga betongbyggnader – gränstillstånd vid olyckslast (avsnitt 6.10.4)</i>				
Betongens tryckhållf.	1.54	1.54	1.30	1.20
Armering	1.11	1.18	1.00	1.00

## 6.11 Sammanfattning

I detta kapitel jämförs och utvärderas regelverk på nivå 2 och 3 i USA, Kanada, Finland, Frankrike och Storbritannien samt dokument upprättade av den europeiska sammanslutningen EUR. Även det idag använda svenska regelverket presenterat i kapitel 3 ingår i jämförelsen. Observera att jämförelsen av regelverk ej inkluderar någon formell bedömning av vilka säkerhetsnivåer som erhålls vid utnyttjande av respektive regelverk, eller hur säkerhetsnivåerna förhåller sig till varandra.

*ASME Sect III Div 2/ACI 349* (USA) innehåller detaljerade och i princip heltäckande<sup>13</sup> dimensioneringsanvisningar för alla typer av bärande betongstrukturer vid kärnkraftsanläggningar inklusive reaktorinneslutningar. Även *N287.3/N291* (Kanada) tillsammans med hänvisningar till *A23.3* respektive *ETC-C* (Frankrike) med hänvisningar till *Eurokoderna* utgör på motsvarande sätt detaljerade dimensioneringsanvisningar. Men dessa är upprättade för kärnkraftsanläggningar av typen CANDU respektive EPR. *DRB:2001* (Sverige) innehåller detaljerade lastförutsättningar och inbegriper de grundläggande dimensioneringskriterierna för reaktorinneslutningar som gällde vid de svenska anläggningarnas uppförande, men saknar i övrigt många av de

<sup>13</sup> USNRC anger modifikationer, tillägg och begränsningar som ska följas av tillståndshavare i USA.



detaljerade kärnkraftsspecifika dimensioneringsanvisningarna som finns i de amerikanska, kanadensiska och franska regelverken.

Det amerikanska regelverket skulle kunna anpassas och implementeras för att användas vid svenska anläggningar, dock med justering för att dessa dokument innehåller hänvisningar till amerikanska standarder vad gäller material, utförande, hållfasthetsvärden etc. Det är vår bedömning att även det kanadensiska regelverket skulle kunna anpassas till svenska förutsättningar, men förutom motsvarande justeringar som för det amerikanska regelverket måste i så fall också anpassningar göras så att dokumenten kan anses vara tillämpliga även för andra reaktortyper än CANDU. På motsvarande sätt skulle principiellt även *ETC-C* med sin referens till *Eurokoderna* kunna ses över så att den blir tillämplig även för andra reaktortyper än EPR. Det bör emellertid noteras att HSE har framfört en viss kritik mot *ETC-C* vid deras utvärdering av ansökningar för nybyggnation av kärnkraftsreaktorer i Storbritannien (HSE Nuclear Directorate rapport *Generic Design Assessment – New Civil Reactor Build Step 3 Civil Engineering and external Hazards Assessment of the EDF and AREVA UK EPR*) och att de vidare drar slutsatsen att *ETC-C* ej i nuvarande form är tillämplig för andra typer av anläggningar än EPR. Det skulle alltså krävas ett omfattande arbete för att generalisera *ETC-C* till att gälla för andra anläggningar än EPR.

Såsom beskrivs i kapitel 3 utgörs nuvarande regelverk i Sverige av *DRB:2001* med hänvisningar till det konventionella byggregelverket *BKR*. *DRB:2001* är alltså redan idag tillämplig för svenska anläggningar men behöver kompletteras med ytterligare detaljerade dimensioneringsanvisningar, eller med referenser till sådana, för att hamna på en jämförbar detaljeringsgrad med de övriga regelverken. Vidare har Boverket sedan en längre tid tillbaka beslutat att ersätta *BKR* med *Eurokoderna* tillsammans med nationella NDP. *BKR* kommer därmed att utgå. *DRB:2001* behöver därför, om den fortsatt ska vara tillämplig, uppdateras med avseende på detta.

Baserat på ovan finner vi att det finns två realistiska alternativ avseende regelverk för säkerhetsklassade betongkonstruktioner vid svenska kärnkraftsanläggningar:

1. Anpassning och implementering av hela eller delar av det amerikanska regelverket *RG/SRP/ASME Sect III Div 2/ACI 349*
2. Uppdatering av det nu tillämpade svenska regelverket *DRB:2001*

Att utnyttja det regelverk som anges under punkt 1 ovan är i enlighet de allmänna råd som ges till bilaga 2 punkten Konstruktionsregler i *SSMFS 2008:1* där det i fotnot 6 anges att:

”Exempel är tillämpade Safety Requirements och Safety Guides utgivna av International Atomic Energy Agency (IAEA), General Design criteria (GDC), Regulatory Guides (RG) och Standard Review Plans (SRP) utgivna av US Regulatory Commission (NRC), Nuclear Safety Criteria utgivna av American Nuclear Society (ANS), Boiler and Pressure Vessel Codes utgivna av American society of Mechanical Engineers (ASME).”

Rekommendationen i *SSMFS 2008:1* inbegriper alltså samtliga dokument under punkt 1 ovan förutom *ACI 349*. *ACI 349* ingår emellertid indirekt via hänvisning från relevanta *RG* och *SRP*. Uppräkningen i citatet ovan avser emellertid krav på byggnadsdelar, system, komponenter, anordningar och

utrustningar generellt i kärnkraftsanläggningar och ger inga specifika anvisningar för bärande betongstrukturer.

Utnyttjas regelverket enligt punkt 2 (*DRB:2001*) innebär det att det nu använda regelverket vid svenska anläggningar fortsätter att vara gällande och att det uppdateras i erforderlig omfattning. Detta innebär bland annat att det refererade konventionella svenska byggregelverket *BKR* med tillhörande handbok *BBK* måste ersättas med *Eurokoderna*, och nödvändiga anpassningar och justeringar genomföras. Detta på grund av att *BKR* och *BBK* snart kommer att fasas ut och ersättas med *Eurokoderna*. Därefter är *BKR/BBK* ej längre gällande. Att inkorporera *Eurokoderna* i ett regelverk för säkerhetsrelaterade byggnadskonstruktioner vid ett kärnkraftsverk, inkluderande reaktorinneslutningen, har exempelvis för det franska regelverket *ETC-C* visats vara fullt möjligt.

Vid konstruktionsarbetet med de svenska kärnkraftsanläggningarna användes det svenska byggregelverk kompletterat med kärnkraftsspecifika konstruktionsprinciper baserat på svensk praxis och på det amerikanska regelverket. Det amerikanska regelverket har framförallt använts vid dimensionering av vissa reaktorinneslutningar (exempelvis för Oskarshamn 3). För övriga byggnader har svenskt byggregelverk vanligtvis använts. Under senare år har *DRB:2001* med tillhörande svenska byggregelverk (*BKR/BBK/BSK*) varit gällande vid de svenska kärnkraftsanläggningarna, exempelvis vid de nu aktuella effekthöjningsprojekten.

# 7. Slutsatser och rekommendationer

## 7.1 Sammanfattning

Baserat på en jämförelse och utvärdering av regelverk i USA, Kanada, Frankrike, Storbritannien, Finland och Sverige, samt riktlinjer upprättade av de internationella organisationerna IAEA och EUR, ges följande generella rekommendationer för det fortsatta arbetet med framtagning av dimensioneringsregler för bärande betongkonstruktioner vid svenska kärnkraftsanläggningar:

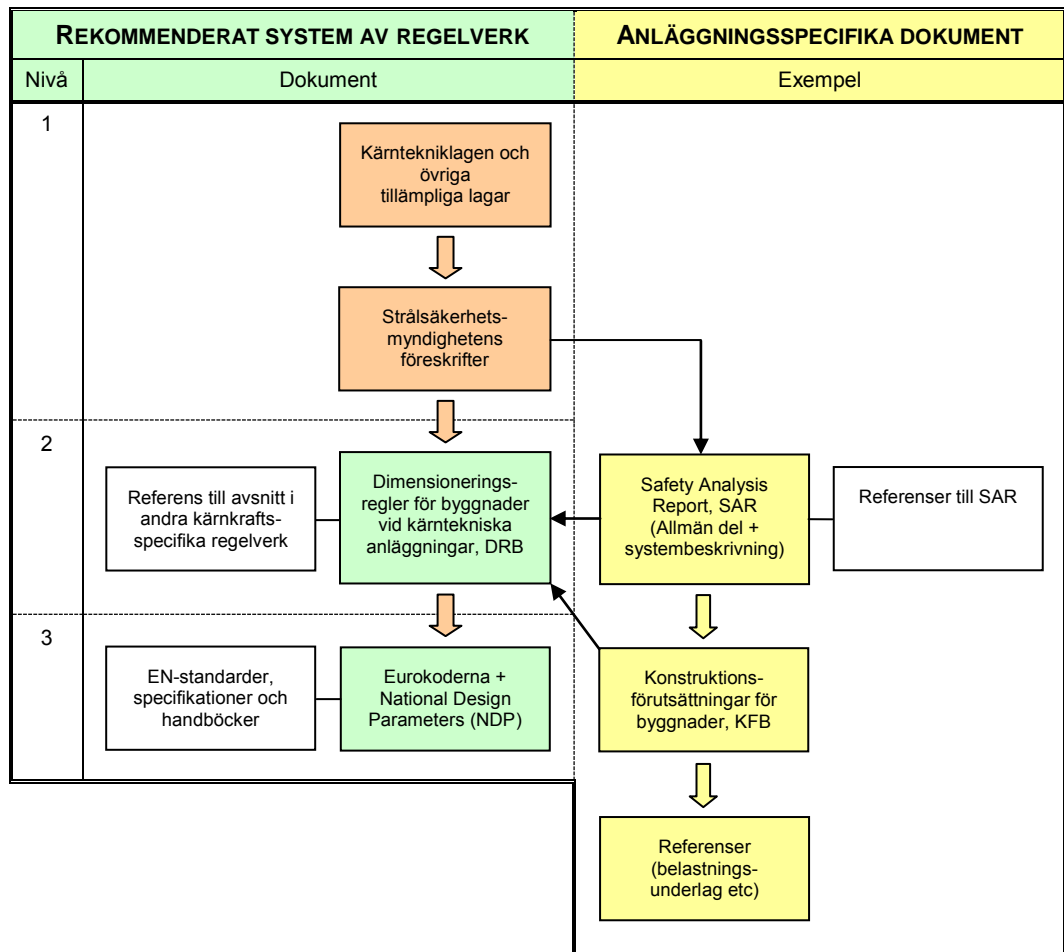
- *Eurokoderna* ersätter *Boverkets konstruktionsregler BKR* såsom det allmänna byggregelverket vid uppförande av kärnkraftsanläggningar.
- En generell översyn och uppdatering av den befintliga industristandarden *Dimensioneringsregler för byggnader vid kärntekniska anläggningar DRB:2001* genomförs. Härvid refereras till *Eurokoderna* vad gäller konventionella dimensioneringsregler.

De generella slutsatserna sammanfattas även i tabell 7.1 och figur 7.1. Detaljerade slutsatser och rekommendationer ges i avsnitt 7.2 och 7.3 nedan.

Tabell 7.1 Sammanfattning av generella rekommendationer.

Nivå	Dokument	Kommentar
2	Uppdatering av Dimensioneringsregler för byggnader vid kärntekniska anläggningar, DRB	DRB redovisar kärnkraftsspecifika dimensioneringsanvisningar. Nuvarande utgåva av DRB refererar till BKR/BBK. DRB måste uppdateras så att BKR/BBK ersätts med Eurokoderna. En komplett redovisning av nödvändiga uppdateringar ges i avsnitt 7.3.
3	Eurokoderna med svenska NDP	Det nu gällande svenska byggregelverket BKR/BBK kommer inom kort att fasas ut för konventionella byggnader och ersättas av Eurokoderna. Det rekommenderas att motsvarande ersättning genomförs för kärnkraftsanläggningar, se vidare avsnitt 7.2.

Figur 7.1 Rekommenderat system av regelverk tillsammans med ett exempel på anläggnings-specifika dokument.



## 7.2 Allmänt

*Eurokoderna* är baserade på moderna metoder och principer och utgör en heltäckande standard med avseende på krav på bärande konstruktioner i byggnader och andra anläggningar. Boverket har sedan tidigare beslutat att fasa ut *BKR* för att ersättas med *Eurokoderna*, kompletterade med svenska NDP. Vägverket och Banverket har redan infört denna övergång för väg- och järnvägsbroar. För övriga byggnadskonstruktioner gäller *BKR* sedan ett antal år tillbaka parallellt med *Eurokoderna*. Den slutliga övergången är planerad till årsskiftet 2010/2011. Vidare har man inom den europeiska unionen beslutat att på sikt samordna regelverket för kärnkraftsanläggningar inom Europa. Det ligger därvid nära till hands att förvänta sig att man då kommer att luta sig mot *Eurokoderna* när det gäller nivå 3-regelverk. Något formellt sådant beslut är emellertid ej fattat.

Såsom en generell slutsats från vårt arbete som redovisas i föreliggande rapport, rekommenderar vi att *Eurokoderna* ersätter *Boverkets konstruktionsregler (BKR)* som det grundläggande byggregelverket (nivå 3) för dimensionering av bärande betongkonstruktioner vid kärnkraftsanläggningar i Sve-

rige. Emellertid är *Eurokoderna* formellt ej gällande för kärnkraftsanläggningar, de måste därför kompletteras med kärnkraftsspecifika krav, se nedan.

*DRB:2001* fungerar idag som det allmänna nivå 2 dokumentet avseende specifika krav för kärnkraftsanläggningar. Nuvarande utgåva av *DRB* baseras på det konventionella nivå 3 regelverket *BKR* från Boverket. Vi rekommenderar att *DRB* uppdateras och anpassas till *Eurokoderna* så att *DRB* även i fortsättningen kan utgöra det regelverk som anger specifika krav avseende kärnkraftsanläggningar. Ett sådant dokument är nödvändigt eftersom *Eurokoderna* formellt ej gäller för kärntekniska anläggningar. *Eurokoderna* innehåller ej krav och anvisningar med avseende på de speciella förutsättningar som finns för denna typ av anläggningar. *DRB* kommer då att innehålla kärnkraftsspecifika krav och anvisningar samtidigt som de knyter samman dessa med *Eurokoderna* och andra tillämpbara regelverk.

I samband med ett sådant uppdateringsarbete bör man dra nytta av erfarenheterna från motsvarande arbete som redan har genomförts i Frankrike. Där är *Eurokoderna* gällande för den nya generationens reaktorer, tillsammans med nivå 2 industristandarden *ETC-C*. Denna standard redovisar specifika krav för bärande konstruktioner vid kärnkraftsanläggningar av typen EPR.

För att säkerställa att inga oönskade konsekvenser erhålls vid övergången till *Eurokoderna*, och att klarställa att erforderliga säkerhetsnivåer upprätthålls, rekommenderas att en kvantitativ jämförelse görs mellan *Eurokoderna* och *BKR/BBK* med tillämpning av de dimensioneringsanvisningar som ges i *DRB*. Vidare bör en jämförelse göras gentemot ett internationellt accepterat kärnkraftsregelverk, till exempel *ASME Sect III Div 2*.

Vad gäller dimensionering av inneslutningskärlets tätplåt finns ej några anvisningar i *Eurokoderna*. Vi rekommenderar därför att för tätplåtens dimensionering en hänvisning görs till relevanta delar av *CC-3000* i *ASME Sect III Div 2*. I denna referens ges detaljerade dimensioneringsanvisningar för tätplåten och dess infästningar till bakomliggande betong.

*DRB:2001* innehåller idag en allmän del, en del som beskriver krav och anvisningar för reaktorinneslutningar samt en del avseende övriga byggnader. Det rekommenderas att denna indelning bibehålls vid en uppdatering. I följande avsnitt ges rekommendationer avseende vad som bör behandlas inom respektive del av en uppdaterad *DRB*.

## 7.3 Uppdatering av *DRB:2001*

### 7.3.1 Inledning

En allmän översyn och uppdatering är nödvändig för att anpassa *DRB* till *Eurokoderna*. Vidare införs en tydligare referens till *ASME Sect III Div 2* vad gäller dimensionering av reaktorinneslutningens tätplåt, idag har endast vissa delar av detta regelverk implementerats i *DRB*.

Vidare rekommenderas att en översyn görs av de specifika kärntekniska kraven och att en jämförelse görs med moderna krav. Idag baseras de kärntekniska kraven i *DRB* till stor del på de ursprungliga konstruktionskraven vid de svenska anläggningarnas uppförande, se avsnitt 3.3.

### 7.3.2 Allmän del

Den allmänna delen innefattar kapitel 1, 2 och 3 i *DRB:2001*. I dessa kapitel ges allmän information om *DRB*, dess giltighet samt referenser till applicerbara regelverk. Vidare förklaras viktigare begrepp såsom indelning i säkerhetsklasser, principer för dimensionering i gränstillstånd, samt formulering av konstruktionskrav. Slutligen ges övergripande krav avseende dimensionering.

Befintliga hänvisningar till *BKR* och de tillhörande handböckerna *BBK* och *BSK* ersätts med hänvisningar till relevanta delar av *Eurokoderna* med tillhörande NDP, och tillämpliga kompletterande standarder och referenser.

### 7.3.3 Reaktorinneslutningar

I avsnitt 4.1 av *DRB* ges anvisningar gällande för samtliga typer av byggnader, medan avsnitt 4.2 behandlar specifikt reaktorinneslutningar.

Avsnitt 4.1 anpassas så att innehållet överensstämmer med den nomenklatur som gäller i *Eurokoderna*, likaså vad gäller avsnittsrubrikerna i 4.2. En översyn görs så att de allmänna lasterna specificerade i avsnitt 4.2 är i överensstämmelse med *Eurokoderna*. De kärnkraftsspecifika lasterna stäms av med myndigheter och anläggningsägare.

Lastkombinationer med ingående partialkoefficienter (avsnitt 4.2.4, 4.2.5, 4.2.6, 4.2.7 och 4.2.8) uppdateras så att de överensstämmer med *Eurokoderna* och *ASME Sect III Div 2*. En översyn görs även av de kärnkraftsspecifika lasternas lastkombinationer och partialkoefficienter. Tillhörande dimensioneringsanvisningar, metoder och acceptanskriterier utvärderas också, och identifierade justeringar och nödvändiga uppdateringar införs i *DRB*. Vad gäller reaktorinneslutningens tätplåt tydliggörs kopplingen till *ASME Sect III Div 2*.

### 7.3.4 Övriga säkerhetsrelaterade byggnader

Delarna i *DRB* avseende övriga säkerhetsrelaterade byggnader (avsnitt 4.1 och 4.3) har samma uppbyggnad som de som berör reaktorinneslutningar. Motsvarande översyn som redovisas i 7.3.3 ovan för reaktorinneslutningar genomförs för övriga säkerhetsrelaterade byggnader.

### 7.3.5 Bilagor

*DRB* innehåller idag 3 stycken bilagor:

1. Byggnormer samt tillämpade konstruktionsbestämmelser och deras utveckling
2. Partialkoefficientmetodens principer
3. Rekommenderade begränsningar avseende beräkningsmässigt utnyttjningsbara stuknings- och töjningsvärden för armerad betong och stål

Dessa bilagor ses över på motsvarande sätt som beskrivs i avsnitt 7.3.3 ovan.

### 7.3.6 Ytterligare frågeställningar

Nedan ges exempel på några ytterligare frågeställningar förutom de som redovisats i tidigare avsnitt. Notera att den ovan rekommenderade översynen av *DRB:2001* för att identifiera erforderliga uppdateringar kan innebära att även andra frågeställningar tillkommer.

#### Jordbävningshändelse

I *DRB:2001* hanteras jordbävningshändelse för reaktorinneslutningar såväl som för övriga säkerhetsrelaterade byggnadskonstruktioner vid kärntekniska anläggningar. I *DRB:2001* anges att dimensionerande markresponsspektra definieras för respektive anläggning. Vanligtvis har då rapporten *SKI Technical Report 92:3: Characterization of seismic ground motions for probabilistic safety analysis of nuclear facilities in Sweden, Summary report* använts. *DRB:2001* specificerar att i *ASCE 4-98; ASCE Standard, Seismic Analysis of Safety-Related Nuclear Structures* anges krav avseende beräkningsmodeller, dämpningsvärden och analysmetoder som kan anses vara tillämpliga vid genomförandet av en jordbävninganalys.

Vidare behandlar *Eurokod 8 Dimensionering av bärverk med avseende på jordbävning* jordbävningshändelser för konventionella byggnadsverk. Eftersom vi för betongdimensionering rekommenderar en övergång till *Eurokoderna* är denna standard naturligtvis av intresse.

#### Förankringar till betong

Såsom redovisats i avsnitt 6.9.8 utgör förankringar till betong ett viktigt konstruktionselement vid upphängning eller infästning av system och komponenter monterade i anläggningen. Idag ger *DRB:2001* ej några anvisningar för betongförankringar.

Det rekommenderas att sådana anvisningar införs i *DRB*, förslagsvis såsom referens till någon av de regelverk eller riktlinjer som finns utgivna i ämnet (se tabell 6.14) kompletterat med erforderliga modifikationer, tillägg och begränsningar för kärnkraftsanläggningar införda i *DRB*.

#### Hållfasthetsvärden vid verifiering av befintlig anläggning

Vid verifiering eller rekvalificering av befintliga betongstrukturer kan det ibland vara nödvändigt att tillgodoräkna sig en eventuell överhållfasthet vid utförandet och/eller hållfasthetstillväxt över tiden. Metoder för detta tillämpliga vid kärnkraftsanläggningar redovisas i rapporten Lund University, *Assessment of material property data for structural analysis of nuclear containments* framtagen inom ramen för CONMOD-projektet<sup>14</sup>. Denna rapport baseras i tillämplig omfattning på vad som anges i *Eurokoderna*.

---

<sup>14</sup> Euratom 5<sup>th</sup> framework programme project CONMOD (Concrete containment management using the Finite Element technique combined with in-situ Non-Destructive Testing of conformity with respect to design and construction quality) 2001-2005 Contract No FICS-CT 2001-00204 (Barsebäck Kraft, Electricité de France, Force Technology (Coordinator), Scanscot Technology): CONMOD – Main Report

Det rekommenderas att ett avsnitt angående bestämning av hållfasthetsparametrar för en befintlig struktur genom provning infogas i *DRB*, förslagsvis refererande till ovan angivna rapport från Lund University med eventuellt nödvändiga modifikationer, tillägg och begränsningar införda i *DRB*.

#### Övriga identifierade frågeställningar som ej ingår i *DRB:2001*

I avsnitt 6.9.6 drogs slutsatsen att *DRB:2001* var det av de studerade kärnkraftsspecifika regelverken som innehöll minst detaljerade anvisningar rörande "specialområden". I tabell 6.13 i avsnitt 6.9.6 identifierades ett antal sådana specialområden som ej behandlas explicit i *DRB:2001*. Förutom de områden som redovisats ovan i detta avsnitt gäller detta dimensioneringsanvisningar för:

- lasteffekt av temperatur
- missillaster
- explosionslaster
- flygplansstörtning
- last från genomföringar

Man bör överväga om inte dimensioneringsanvisningar för dessa områden explicit ska behandlas i en uppdaterad version av *DRB*, åtminstone via referens till andra dokument innehållande detaljanvisningar, kompletterade med modifikationer, tillägg och begränsningar införda i *DRB*.



## 8. Referenser

AB Strängbetongs arbetsbeskrivning av den 10.4.1970

American Concrete Institute, Building Code Requirements for Structural Concrete (ACI 318-08) and Commentary

American Concrete Institute, Code Requirements for Nuclear Safety-Related Concrete Structures (ACI-349-06) and Commentary

Atomic Energy Control Board, Canada, Regulatory Document R-7 Requirements for Concrete Containment Systems for CANDU Nuclear Power Plants, February 1991

American Society of Civil Engineers ASCE 4-98, ASCE Standard, Seismic Analysis of Safety-Related Nuclear Structures and Commentary on Standard for Seismic Analysis of Safety Related Nuclear Structures

American Society of Mechanical Engineers, 2007 ASME Boiler & Pressure Vessel Code Section III Division 2 Code for Concrete Containments

AREVA NP SAS / EDF, Submission as part of the Generic Design Assessment process for the UK Fundamental Safety Overview Volume 2 Design and Safety

ASEA-ATOM, FKEAOK100: Oskarshamnsverket 1 - Reaktorinneslutningen

Boverket, Bestämmelser för betongkonstruktioner BBK 79 Band 1 Konstruktion

Boverket, Bestämmelser för betongkonstruktioner BBK 79 Band 2 Material, utförande och kontroll

Boverket, Boverkets föreskrifter och allmänna råd om tillämpning av europeiska konstruktionsstandarder (eurokoder) BFS 2008:8 EKS med ändringar

Boverket, Boverkets handbok om betongkonstruktioner BBK 94 Band 1 Konstruktion

Boverket, Boverkets handbok om betongkonstruktioner BBK 94 Band 2 Material, utförande och kontroll

Boverket, Boverkets handbok om betongkonstruktioner BBK 04

Boverket, Boverkets handbok om stålkonstruktioner BSK 94

Boverket, Boverkets handbok om stålkonstruktioner BSK 99

Boverket, Boverkets handbok om stålkonstruktioner BSK 07

Boverket, Boverkets konstruktionsregler BKR 94

Boverket, Boverkets konstruktionsregler BKR, 1999

Boverket, Boverkets nybyggnadsregler Föreskrifter och allmänna råd NR

Boverket, Konsekvensutredning avseende övergång från Boverkets konstruktionsregler till eurokods systemet (enligt Förordning 2007:1244 om konsekvensutredning vid regelgivning), remissutgåva daterad mars 2010

Boverket, Konsekvensutredning enligt 4 § Förordning (2007:1244) om konsekvensutredning vid regelgivning, av förslag till ändring av Boverkets konstruktionsregler BKR, 2009-11-17

Boverket, Regelsamling för konstruktion BKR, 2010

Canadian Standards Association, A23.1-04/A23.2-04 Concrete materials and methods of concrete construction/ Methods of test and standard practices for concrete, Update No. 3 June 2006

Canadian Standards Association, A23.3-04 Design of concrete structures, Update No. 2 July 2007

Canadian Nuclear Safety Commission, Class I Nuclear Facilities Regulations SOR/2000-204, May 31, 2000

Canadian Nuclear Safety Commission, General Nuclear Safety and Control Regulations SOR/2000-202, May 31, 2000

Canadian Nuclear Safety Commission, Regulatory Document RD-310: Safety Analysis for Nuclear Power Plants, February 2008

Canadian Nuclear Safety Commission, Regulatory Document RD-337: Design of New Nuclear Power Plants, November 2008

Canadian Nuclear Safety Commission, Regulatory Document RD-360: Life extension of nuclear power plants, February 2008

Canadian Standards Association, N 287.1-93 General Requirements for Concrete Containment Structures for CANDU Nuclear Power Plants, Reaffirmed 2004

Canadian Standards Association, N 287.2-08 Material requirements for concrete containment structures for CANDU nuclear power plants

Canadian Standards Association, N 287.3-93 Design requirements for concrete containment structures for CANDU nuclear power plants, Reaffirmed 2004

Canadian Standards Association, N 287.4-92 Construction, fabrication, and

installation requirements for concrete containment structures for CANDU nuclear power plants, Reaffirmed 2003

Canadian Standards Association, N 287.5-93 Examination and testing requirements for concrete containment structures for CANDU nuclear power plants, Reaffirmed 2004

Canadian Standards Association, N 287.6-94 Pre-operational proof leakage rate testing requirements for concrete containment structures for CANDU nuclear power plants, Reaffirmed 2004

Canadian Standards Association, N 287.7-08 In-service examination and testing requirements for concrete containment structures for CANDU nuclear power plants

Canadian Standards Association, N 291-08 Requirements for safety-related structures for CANDU nuclear power plants

Canadian Nuclear Safety Commission, Radiation Protection Regulations SOR/2000-203, May 31, 2000

Comite Euro-International du Beton CEB Bulletin No. 233, Design of Fastenings in Concrete - Design Guide - Parts 1 to 3, 1997

Council of State, Finland, State (395/91) Decision of the Council of State on the general regulations for the safety of nuclear power plants

Council of State, Finland, State (396/91) Decision of the Council of State on the general regulations for physical protection of nuclear power plants

Council of State, Finland, State (397/91) Decision of the Council of State on the general regulations for emergency response arrangements at nuclear power plants

Electricité de France, ETC-C EPR Technical Code for Civil Works Part 1: Design, April 2006

Electricité de France, ETC-C EPR Technical Code for Civil Works Part 2: Construction, April 2006

Electricité de France, ETC-C EPR Technical Code for Civil Works Part 3: Leak and resistance tests and containment monitoring, April 2006

Electricité de France, Design and Construction Rules for Civil Works of PWR Nuclear Islands RCC-G Volume I – Design, July 1998

Electricité de France, Design and Construction Rules for Civil Works of PWR Nuclear Islands RCC-G Volume II – Construction, July 1998

Electric Power Research Institute Seismic Verification of Nuclear Plant Equipment Anchorage Volume 1: Development of Anchorage Guidelines, Revision 1 June 1991

EUR, European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants Volume 2 Generic Nuclear Island Requirements Chapter 4 Design Basis, Revision C April 2001

EUR, European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants Volume 2 Generic Nuclear Island Requirements Chapter 5 Codes & Standards, Revision C April 2001

EUR, European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants Volume 2 Generic Nuclear Island Requirements Chapter 9 Containment System, Revision C April 2001

European Committee for Standardization, Technical Specification CEN/TS 1992-4-1 Design of fastenings for use in concrete - Part 4-1: General, May 2009

European Committee for Standardization, Technical Specification CEN/TS 1992-4-2 Design of fastenings for use in concrete - Part 4-2: Headed Fasteners, May 2009

European Committee for Standardization, Technical Specification CEN/TS 1992-4-3 Design of fastenings for use in concrete - Part 4-3: Anchor channels, May 2009

European Committee for Standardization, Technical Specification CEN/TS 1992-4-4 Design of fastenings for use in concrete - Part 4-4: Post-installed fasteners - Mechanical systems, May 2009

European Committee for Standardization, Technical Specification CEN/TS 1992-4-5 Design of fastenings for use in concrete - Part 4-5: Post-installed fasteners - Chemical systems, May 2009

European Organisation for Technical Approvals, ETAG 001 Guideline for European Technical Approval of Metal Anchors for Use in Concrete Part 1 – Anchors in General, Edition 1997

European Organisation for Technical Approvals, ETAG 001 Guideline for European Technical Approval of Metal Anchors for Use in Concrete Part 2 – Torque-Controlled Expansion Anchors, Edition 1997

European Organisation for Technical Approvals, ETAG 001 Guideline for European Technical Approval of Metal Anchors for Use in Concrete Part 3 – Undercut Anchors, Edition 1997

European Organisation for Technical Approvals, ETAG 001 Guideline for European Technical Approval of Metal Anchors for Use in Concrete Part 4 – Deformation-Controlled Expansion Anchors, Edition July 1998

European Organisation for Technical Approvals, ETAG 001 Guideline for European Technical Approval of Metal Anchors for Use in Concrete Part 5 – Bonded Anchors, Edition March 2002

European Organisation for Technical Approvals, ETAG 001 Guideline for European Technical Approval of Metal Anchors for Use in Concrete Part 6 – Anchors for Multiple Use for Non-Structural Applications, Edition August 2003

Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety, YVL 1.0 Safety criteria for design of nuclear power plants, 12 January 1996

Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety, YVL 2.0 Systems design for nuclear power plants, 1 July 2002

Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety, YVL 2.1 Nuclear power plant systems, structures and components and their safety classification, 26 June 2000

Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety, YVL 4.1 Concrete structures for nuclear facilities, 22 May 1992

Force Technology (Coordinator), Barsbäck Kraft, Electricité de France, Scanscot Technology, CONMOD (Concrete containment management using the Finite Element technique combined with in-situ Non-Destructive Testing of conformity with respect to design and construction quality) – Main Report, 2005

Health and Safety Executive Nuclear Directorate, Generic Design Assessment – New Civil Reactor Build Step 3 Civil Engineering and External Hazards Assessment of the EDF and AREVA UK EPR, oktober 2009

Health and Safety Executive, Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities, 2006 Edition, Revision 1

International Atomic Energy Agency, IAEA Safety Standard Series Requirements NS-R-1 Safety of Nuclear Power Plants: Design

International Atomic Energy Agency, IAEA Safety Standard Series Safety Guide NS-G-1.10 Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants

Kungliga byggnadsstyrelsen, Anvisningar till byggnadsstadgan BABS 1960

Kungl. Väg- och vattenbyggnadsstyrelsen, Brobyggnadsanvisningar 1965

Lund University, Division of Structural Engineering (S Thelandersson) rapport TVBK-3051, Assessment of material property data for structural analysis of nuclear containments, oktober 2004

Miljödepartementet, Sverige, Lag (1984:3) om kärnteknisk verksamhet

Miljöministeriet bostads- och byggnadsavdelningen, Finlands byggbestämelsesamling B1 Konstruktioners säkerhet och belastningar, 1998

Miljöministeriet bostads- och byggnadsavdelningen, Finlands byggbestäm-

melsesamling B2 Bärande konstruktioner, 1990

Miljöministeriet bostads- och byggnadsavdelningen, Finlands byggbestäm-  
melsesamling B4 Betongkonstruktioner, 2005

Ministry of Trade and Industry, Finland, Nuclear Energy Decree 161/1988,  
Amendments up to 430/2004

Ministry of Trade and Industry, Finland, Nuclear Energy Act 990/1987,  
Amendments up to 769/2004

NCC (S Åkerlund och L Ringh), OKG Fenix: Påverkan på inneslutningens  
bärförmåga p.g.a. ändrade byggregler, 1994-03-01

NKB, Retningslinier for last- og sikkerhedsbestemmelser for baerende kon-  
struktioner, 1987

Nuclear Directorate, Technical Assessment Guide – Containment for Reac-  
tor plants, Issue 002 04/02/2008

Nuclear Directorate, Technical Assessment Guide – External Hazards, Issue  
003 28/04/09

Nuclear Directorate, Technical Assessment Guide – Internal Hazards, Issue  
002 13/08/08

Nuclear Safety Authority, France, Act No. 2006-686 on Transparency and  
Security in the Nuclear Field, 13 June 2006

Nuclear Safety Directorate, Technical Assessment Guide Structural Integri-  
ty: Civil Engineering Aspects, Issue 002 17/03/05

Planverket, Allmänna regler för bärande konstruktioner AK79/81

Scanscot Technology (O Jovall et al), Canadian Nuclear Safety Commission,  
CNSC: R397.1 Recommendations on Assessing Civil Structures for New  
Nuclear Power Plants, 2009-06-15

Scanscot Technology AB (J-A Larsson), Prof. em. Östlund L, Dimension-  
eringsregler för byggnader vid kärntekniska anläggningar DRB:1998

Scanscot Technology AB (J-A Larsson och O Jovall), Prof. em. Östlund L,  
Dimensioneringsregler för byggnader vid kärntekniska anläggningar  
DRB:2001

Seismic Quality Utility Group, Generic Implementation Procedure (GIP) for  
Seismic Verification of Nuclear Plant Equipment, Revision 3A December  
2001

Senate and House of Commons of Canada, Nuclear Safety and Control Act  
1997, c. 9 N-28.3

SIS, Swedish Standard Institute, SS-EN 1990 Eurokod: Grundläggande dimensioneringsregler för bärverk

SIS, Swedish Standard Institute, SS-EN 1991 Eurokod 1: Laster på bärverk

SIS, Swedish Standard Institute, SS-EN 1992 Eurokod 2: Dimensionering av betongkonstruktioner

SIS, Swedish Standard Institute, SS-EN 1994 Eurokod 4: Dimensionering av samverkanskonstruktioner i stål och betong

SIS, Swedish Standard Institute, SS-EN 1997 Eurokod 7: Dimensionering av geokonstruktioner

SIS, Swedish Standard Institute, SS-EN 1998 Eurokod 8: Dimensionering av bärverk med avseende på jordbävning

Statens betongkommitté, Bestämmelser för betongkonstruktioner Material och utförande Betong B5

Statens betongkommitté, Bestämmelser för betongkonstruktioner Material och utförande Armering B6

Statens betongkommitté, Bestämmelser för betongkonstruktioner Allmänna konstruktionsbestämmelser B7

Statens Kärnkraftsinspektion SKi Technical Report 92:3, Characterization of seismic ground motions for probabilistic safety analysis of nuclear facilities in Sweden. Summary report

Statens offentliga utredningar 1938:37 Kommunikationsdepartementet, Normalbestämmelser för järnkonstruktioner till byggnadsverk (järnbestämmelser)

Statens offentliga utredningar 1949:64 Kommunikationsdepartementet, Statliga betongbestämmelser Del 1. Materialdelen

Statens offentliga utredningar 1949:64 Kommunikationsdepartementet, Statliga betongbestämmelser Del 2. Konstruktionsdelen

Statens planverk, Bestämmelser för stålkonstruktioner BSK, 1987

Statens Planverk, Statens planverks författningssamling 1979:7 SBN avd 2A Bärande konstruktioner med kommentarer

Statens Planverk, Statens Planverks spännbetongnormer för husbyggnader SBN-S25:21

Statens Planverk, Publikation Nr. 8 Stålbyggnadsnorm SBN-S26

Statens planverk, Svensk byggnorm 67 Föreskrifter, råd och anvisningar för

byggnadsväsendet BABS 1967

Statens planverk, Svensk byggnorm 1980 SBN 1980

Statens planverk, Svensk byggnorm 1980 SBN 1980 kap 21A: Del av *Statens Planverk, Statens planverks författningssamling 1979:7 SBN avd 2A Bärande konstruktioner med kommentarer*

Statens planverk, Svensk byggnorm 1980 SBN 1980 kap 22A: Del av *Statens Planverk, Statens planverks författningssamling 1979:7 SBN avd 2A Bärande konstruktioner med kommentarer*

Statens planverk, Svensk byggnorm 1980 SBN 1980 kap 25A: Del av *Statens Planverk, Statens planverks författningssamling 1979:7 SBN avd 2A Bärande konstruktioner med kommentarer*

Statens stålbyggnadskommitté, Stålbyggnadsnorm StBK-N1

Statens stålbyggnadskommitté, Byggsvetsnorm StBK-N2

Statens stålbyggnadskommitté, Skruvförbandsnorm StBK-N3

Statens stålbyggnadskommitté, Rostskyddsnorm StBK-N4

Statens stålbyggnadskommitté, Tunnbränsnorm StBK-N5

Strålsäkerhetsmyndigheten, Strålsäkerhetsmyndighetens författningssamling SSMFS 2008:1 Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om säkerhet i kärntekniska anläggningar; Strålsäkerhetsmyndighetens allmänna råd om tillämpningen av föreskrifterna (SSMFS 2008:1) om säkerhet i kärntekniska anläggningar

Strålsäkerhetsmyndigheten, Strålsäkerhetsmyndighetens författningssamling SSMFS 2008:6 Strålsäkerhetsmyndighetens allmänna råd till 5 § lagen (1984:3) om kärnteknisk verksamhet

Strålsäkerhetsmyndigheten, Strålsäkerhetsmyndighetens författningssamling SSMFS 2008:12 Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om säkerhet fysiskt skydd av kärntekniska anläggningar; Strålsäkerhetsmyndighetens allmänna råd om tillämpningen av föreskrifterna (SSMFS 2008:12) säkerhet fysiskt skydd av kärntekniska anläggningar

Strålsäkerhetsmyndigheten, Strålsäkerhetsmyndighetens författningssamling SSMFS 2008:13 Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om mekaniska anordningar i vissa kärntekniska anläggningar; Strålsäkerhetsmyndighetens allmänna råd om tillämpningen av föreskrifterna (SSMFS 2008:13) om mekaniska anordningar i vissa kärntekniska anläggningar

Strålsäkerhetsmyndigheten, Strålsäkerhetsmyndighetens författningssamling SSMFS 2008:15 Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om beredskap vid vissa kärntekniska anläggningar



Strålsäkerhetsmyndigheten, Strålsäkerhetsmyndighetens författningssamling SSMFS 2008:17 Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om konstruktion och utförande av kärnkraftsreaktorer; Strålsäkerhetsmyndighetens allmänna råd om tillämpningen av föreskrifterna (SSMFS 2008:17) om konstruktion och utförande av kärnkraftsreaktorer

Svensk Byggtjänst, Byggsektorns regler 2007. Förteckning av document och utgivare, 2006

UK Secretary of State, Nuclear Industries Security Regulations 2003, and amendments

UK Statute Law, Nuclear Installations Act 1965, and amendments

UK Statute Law, Health and Safety at Work etc. Act 1974, and amendments

U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-0800 Standard Review Plan 3.8.1 Concrete Containment, Rev. 2 March 2007

U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-0800 Standard Review Plan 3.8.3 Concrete and steel internal structures of steel or concrete, Rev. 2 March 2007

U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-0800 Standard Review Plan 3.8.4 Other seismic category I structures, Rev. 2 March 2007

U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-0800 Standard Review Plan 3.8.5 Foundations, Rev. 2 March 2007

U.S. Nuclear Regulatory Commission, Part 52 of Title 10 of the Code of Federal Regulations: Licenses, certifications, and approvals for nuclear power plants

U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.60 Response Spectra for Seismic Design of Nuclear Power Plants, Rev. 1 December 1973

U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.136 Design Limits, Loading Combinations, Materials, Construction, and Testing of Concrete Containments, Rev. 3 March 2007

U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.142 Safety-Related Concrete Structures for Nuclear Power Plants (other than Reactor Vessels and Containments), Rev. 2 November 2001

U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.199 Anchoring Components and Structural Supports in Concrete, Rev. - November 2003

U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.206 Combined License Applications for Nuclear Power Plants, Rev. - June 2007

U.S. Nuclear Regulatory Commission, Title 10 of the Code of Federal Regu-

lations

U.S. Nuclear Regulatory Commission, Part 50 of Title 10 of the Code of Federal Regulations: Domestic licensing of production and utilization facilities

U.S. Nuclear Regulatory Commission, Appendix A to Part 50 of Title 10 of the Code of Federal Regulations: General Design Criteria for Nuclear Power Plants

VBB, 9011 – 2.3 Oskarshamnsverket 2; Anvisningar och beskrivningar för byggnadsarbeten. Reaktorinneslutningen, Beskrivning av funktion och utformning, 1970-11-16

Vägverket, Vägverket 2009:27 Banverket BVS 1583.10, TK Bro, 2009-07

Vägverket, Vägverkets föreskrifter om tillämpningen av europeiska beräkningsstandarder VVFS 2004:43 med ändringar







2010:37

Strålsäkerhetsmyndigheten har ett samlat ansvar för att samhället är strålsäkert. Vi arbetar för att uppnå strålsäkerhet inom en rad områden: kärnkraft, sjukvård samt kommersiella produkter och tjänster. Dessutom arbetar vi med skydd mot naturlig strålning och för att höja strålsäkerheten internationellt.

Myndigheten verkar pådrivande och förebyggande för att skydda människor och miljö från oönskade effekter av strålning, nu och i framtiden. Vi ger ut föreskrifter och kontrollerar genom tillsyn att de efterlevs, vi stödjer forskning, utbildar, informerar och ger råd. Verksamheter med strålning kräver i många fall tillstånd från myndigheten. Vi har krisberedskap dygnet runt för att kunna begränsa effekterna av olyckor med strålning och av avsiktlig spridning av radioaktiva ämnen. Vi deltar i internationella samarbeten för att öka strålsäkerheten och finansierar projekt som syftar till att höja strålsäkerheten i vissa östeuropeiska länder.

Strålsäkerhetsmyndigheten sorterar under Miljödepartementet. Hos oss arbetar drygt 250 personer med kompetens inom teknik, naturvetenskap, beteendevetenskap, juridik, ekonomi och kommunikation. Myndigheten är certifierad inom kvalitet, miljö och arbetsmiljö.

Strålsäkerhetsmyndigheten  
Swedish Radiation Safety Authority

SE-171 16 Stockholm  
Solna strandväg 96

Tel: +46 8 799 40 00  
Fax: +46 8 799 40 10

E-post: [registrator@ssm.se](mailto:registrator@ssm.se)  
Webb: [stralsakerhetsmyndigheten.se](http://stralsakerhetsmyndigheten.se)