



HSK 17/400

KSA 17/261

Periodische Sicherheitsüberprüfung für das Kernkraftwerk Gösgen-Däniken

Zusammenfassung, Ergebnisse und Bewertung

Würenlingen, November 1999

INHALT

- 1 Einleitung**
- 2 Charakterisierung der Anlage**
- 3 Entwicklung der Sicherheitsanforderungen seit Erteilung der Betriebsbewilligung**
- 4 Betriebsführung und Betriebserfahrung**
- 5 Auslegung, Ausführung, Periodische Prüfung, Zustand der und Erfahrung mit sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteilen**
- 6 Auslegungsstörfälle**
- 7 Auslegungsüberschreitende Störfälle**
- 8 Notfallschutz**
- 9 Entsorgung**
- 10 Massnahmen zur weiteren Erhöhung der Sicherheit des KKW Gösgen aufgrund der Ergebnisse der Periodischen Sicherheitsüberprüfung**

Anhang: Abkürzungen

1	EINLEITUNG	1-1
2	CHARAKTERISIERUNG DER ANLAGE	2-1
2.1	STANDORT	2-1
2.1.1	Bevölkerungsverteilung	2-1
2.1.2	Geologie und Geotechnik	2-1
2.1.3	Hydrologie	2-2
2.1.4	Meteorologie	2-2
2.2	ANLAGENTYP	2-3
2.3	REDUNDANZZUTEILUNG WICHTIGER SYSTEME	2-3
2.4	NORMALBETRIEB DER ANLAGE	2-4
3	ENTWICKLUNG DER SICHERHEITSANFORDERUNGEN SEIT ERTEILUNG DER BETRIEBSBEWILLIGUNG	3-1
3.1	STAND VON WISSENSCHAFT UND TECHNIK	3-1
3.2	BEDEUTUNG AUSGEWÄHLTER RICHTLINIEN FÜR KKG	3-3
3.2.1	Bedeutung der Richtlinie R-101, Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme	3-3
3.2.2	Bedeutung der Richtlinie R-102, Flugzeugabsturz	3-9
3.2.3	Bedeutung der Richtlinie R-103 für anlageninterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle	3-10
3.2.4	Bedeutung der Empfehlung E-04, Steuerstellen und Notfallräume	3-17
3.2.5	Bedeutung der Richtlinie R-07, Strahlenschutz zonen	3-17
3.2.6	Bedeutung der Richtlinie R-41, Berechnung der Strahlenexposition	3-18
4	BETRIEBSFÜHRUNG UND BETRIEBSERFAHRUNG	4-1
4.1	ORGANISATION UND AUFGABENBEREICHE	4-1
4.2	PERSONAL	4-2
4.3	BETRIEBSVORSCHRIFTEN INKLUSIVE TECHNISCHE SPEZIFIKATION	4-3
4.4	VORKOMMNISSE	4-7
4.4.1	Meldepflichtige Vorkommnisse	4-7
4.4.2	Ereignisse in anderen Kernkraftwerken	4-10
4.5	INSTANDHALTUNG UND ALTERUNGSÜBERWACHUNG	4-11
4.5.1	Instandhaltung Maschinenteknik	4-12
4.5.2	Instandhaltung Elektrotechnik	4-13
4.5.3	Alterungsüberwachung	4-13
4.6	OPERATIONELLER STRAHLENSCHUTZ	4-14
4.6.1	Kollektiv- und Individualdosen	4-14
4.6.2	Strahlenschutz-Ausbildung des Personals	4-14
4.6.3	Strahlenschutzplanung und Optimierung	4-15
4.6.4	Dosisleistung und Kontaminationen in der Anlage	4-16
4.6.5	Massnahmen zur Reduktion der Dosis	4-16
4.6.6	Kontrollierte Zonen	4-17
4.6.7	Lüftungsanlagen	4-17

4.6.8	Instrumentierung für den operationellen Strahlenschutz.....	4-17
4.6.9	Der Sanitätsdienst in der kontrollierten Zone.....	4-18
4.7	RADIOAKTIVE EMISSIONEN UND UMGEBUNGSÜBERWACHUNG.....	4-18
4.7.1	Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt.....	4-18
4.7.2	Umgebungsüberwachung	4-20
5	AUSLEGUNG, AUSFÜHRUNG, PERIODISCHE PRÜFUNG, ZUSTAND DER UND	
	ERFAHRUNG MIT SICHERHEITSTECHNISCH WICHTIGEN ANLAGENTEILEN	5-1
5.1	GRUNDLAGEN DER ERDBEBENAUSLEGUNG.....	5-1
5.2	BAUTECHNIK.....	5-2
5.2.1	Klassierung der Gebäude	5-3
5.2.2	Normen und Lastfälle	5-4
5.2.3	Beurteilung der Sicherheit der Bauwerke	5-4
5.2.4	Etagenspektren.....	5-6
5.3	AUSLEGUNG UND ÜBERWACHUNG DES REAKTORKERNS UND	
	SICHERHEITSBEZOGENE LEITTECHNIK	5-7
5.3.1	Auslegung des Reaktorkerns und Aspekte des Brennstoffeinsatzes	5-7
5.3.2	Kernüberwachung.....	5-9
5.3.3	Sicherheitsbezogene Leittechnik.....	5-10
5.4	NUKLEARES DAMPFERZEUGUNGSSYSTEM	5-11
5.5	CONTAINMENT UND CONTAINMENTSYSTEME	5-17
5.5.1	Primärcontainment.....	5-17
5.5.2	Sekundärcontainment (Reaktorgebäude).....	5-18
5.5.3	Isolationssystem des Primärcontainments	5-19
5.5.4	Isolationssystem des Sekundärcontainments.....	5-20
5.5.5	Systeme zur Wasserstoffbeherrschung.....	5-20
5.5.6	Ringraumabsaugung (Notabluftsystem), Leckabsaugesystem	5-21
5.5.6.1	Ringraumabsaugung	5-21
5.5.6.2	Leckabsaugesystem.....	5-21
5.5.6.3	Beurteilung	5-22
5.5.7	Gefilterte Druckentlastung.....	5-22
5.6	SICHERHEITSSYSTEME.....	5-22
5.6.1	Reaktorabschaltung	5-22
5.6.2	Reaktorschutzsystem.....	5-23
5.6.3	Systeme zur Kernnot- und Nachkühlung	5-27
5.6.4	Systeme zur sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr	5-31
5.6.5	Volumenregelsystem (TA).....	5-37
5.7	NOTSTANDFUNKTION	5-39
5.8	VERSORGUNGS- UND HILFSSYSTEME	5-42
5.8.1	Stromversorgung	5-42
5.8.2	Nukleare Kühlwassersysteme	5-44
5.8.2.1	Nukleares Zwischenkühlwassersystem	5-46
5.8.2.2	Nukleares Nebenkühlwassersystem.....	5-46
5.8.2.3	Erste und Zweite Wasserfassung	5-48
5.8.3	Lüftungsanlagen	5-49

5.8.4	Leitstände	5-50
5.9	LECKAGEÜBERWACHUNG	5-53
5.10	KÖRPERSCHALLÜBERWACHUNG	5-53
5.11	SEISMISCHE ANLAGENINSTRUMENTIERUNG	5-54
5.12	DAMPFAUSKOPPLUNG FÜR KARTONFABRIK.....	5-54
5.13	LAGERUNG, HANDHABUNG UND PRÜFUNG VON BRENNELEMENTEN	5-55
5.14	QUALIFIKATION ELEKTRISCHER AUSRÜSTUNGEN	5-55
5.15	BRANDSCHUTZ.....	5-56
5.16	BLITZSCHUTZ.....	5-58
5.17	WASSERCHEMIE UND SYSTEME ZUR BEHANDLUNG VON WASSER UND ABGAS	5-59
5.17.1	Abgasbehandlungssystem (TS)	5-59
5.17.2	Systeme zur Wasserbehandlung	5-60
5.17.3	Wasserchemie	5-61
5.18	STRAHLENSCHUTZMESSTECHNIK.....	5-61
5.19	FLUCHT- UND INTERVENTIONSWEGE	5-66
6	AUSLEGUNGSSTÖRFÄLLE	6-1
6.1	GRUNDLAGEN DER STÖRFALLANALYSEN	6-1
6.2	VERHALTEN DER ANLAGE BEI AUSLEGUNGSSTÖRFÄLLEN	6-2
6.2.1	Transienten.....	6-2
6.2.2	Kühlmittelverluststörfälle innerhalb des Containments	6-3
6.2.3	Rohrbruch im Frischdampf- und Speisewassersystem.....	6-4
6.2.4	Dampferzeuger-Heizrohrbruch.....	6-4
6.2.5	Leitungsbrüche ausserhalb des Containments.....	6-6
6.2.6	Störfälle bei der Handhabung und dem Transport von Brennelementen	6-6
6.2.7	Störfälle durch äussere Einwirkungen	6-7
6.3	RADIOLOGISCHE AUSWIRKUNGEN VON AUSLEGUNGSSTÖRFÄLLEN.....	6-8
7	AUSLEGUNGSÜBERSCHREITENDE STÖRFÄLLE	7-1
7.1	STUFE 1 ANALYSE.....	7-2
7.1.1	System- und Unfallablaufanalyse.....	7-2
7.1.2	Interne auslösende Ereignisse	7-2
7.1.3	Systemübergreifende und externe auslösende Ereignisse.....	7-2
7.1.4	Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien	7-5
7.1.5	Zuverlässigkeitsdaten von Komponenten.....	7-6
7.1.6	Zuverlässigkeit der Operateurhandlungen.....	7-6
7.1.7	Ergebnisse der Stufe 1 Analyse	7-7
7.1.7.1	Ergebnisse für interne auslösende Ereignisse	7-7
7.1.7.2	Ergebnisse für systemübergreifende und externe auslösende Ereignisse	7-8
7.1.8	Importanzanalyse.....	7-8
7.1.9	Sensitivitätsuntersuchungen	7-9
7.1.9.1	Primärseitige Druckentlastung und Hochdruckrezirkulation	7-9
7.1.9.2	Operateurhandlungen.....	7-10

7.2	STUFE 2-ANALYSE.....	7-12
7.2.1	Schadenzustände der Anlage	7-13
7.2.2	Containmentkapazität und Containmentbelastungen	7-14
7.2.2.1	Versagensdruck des Containments	7-14
7.2.2.2	Containmentbelastungen und Containmentversagen	7-14
7.2.3	Containment-Ereignisbaumanalyse.....	7-16
7.2.3.1	Aufbau des Containment-Ereignisbaumes (CET)	7-16
7.2.3.2	Ergebnisse der Containment-Ereignisbaumanalyse	7-16
7.2.4	Quelltermanalyse und Risikointegration	7-17
7.2.5	Sensitivitätsuntersuchungen	7-18
7.3	PSA FÜR UNFÄLLE AUS DEN ANLAGENZUSTÄNDEN SCHWACHLAST UND STILLSTAND	7-21
7.3.1	Unterschiede zur Volllast-GPSA	7-22
7.3.2	Anlagenzustände bei Eintreten eines auslösenden Ereignisses.....	7-22
7.3.3	System- und Unfallablaufanalyse	7-23
7.3.4	Interne auslösende Ereignisse	7-23
7.3.5	Systemübergreifende und externe auslösende Ereignisse	7-23
7.3.6	Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien	7-24
7.3.7	Zuverlässigkeitsdaten von Komponenten.....	7-24
7.3.8	Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen	7-24
7.3.9	Ergebnisse der Schwachlast-GPSA	7-24
7.3.10	Ergebnisse der Zusatzstudie – Einfluss des nachgerüsteten Beckenkühlstranges.....	7-25
7.3.11	Containmentverhalten	7-25
7.4	ZUSAMMENFASSENDE BEWERTUNG	7-25
8	NOTFALLSCHUTZ.....	8-1
8.1	ALLGEMEINES.....	8-1
8.2	ANLAGENINTERNER NOTFALLSCHUTZ	8-1
8.3	ANLAGENEXTERNER NOTFALLSCHUTZ	8-1
8.4	NOTFALLÜBUNGEN	8-2
8.5	GESAMTBEURTEILUNG DER NOTFALLBEREITSCHAFT	8-2
9	ENTSORGUNG	9-1
9.1	KONDITIONIERUNG	9-1
9.2	ZWISCHENLAGERUNG.....	9-2
9.3	BRENNELEMENTENTSORGUNG	9-2
9.4	STILLEGUNG	9-3

10 MASSNAHMEN ZUR WEITEREN ERHÖHUNG DER SICHERHEIT DES KKW GÖSGEN AUFGRUND DER ERGEBNISSE DER PERIODISCHEN SICHERHEITSÜBERPRÜFUNG	10-1
10.1 VORGEHENSWEISE DER HSK BEI DER ABLEITUNG VON MASSNAHMEN ZUR WEITEREN ERHÖHUNG DER SICHERHEIT DES KKW GÖSGEN.....	10-1
10.2 MASSNAHMEN ZUR WEITEREN VERBESSERUNG DER ANLAGENSICHERHEIT	10-3
10.2.1 Massnahmen im Bereich Technik	10-3
10.2.2 Massnahmen in den Bereichen Technische Spezifikation, Störfallvorschriften, Notfallhandbuch und Qualitätssicherung	10-6
10.2.3 Massnahmen im Bereich Strahlenschutz	10-6
10.2.4 Massnahmen im Bereich Notfallorganisation	10-6
10.2.5 Massnahmen in den Bereichen Ausbildung und Organisation.....	10-6
10.2.6 Massnahmen im Bereich Störfallanalysen.....	10-7
10.2.7 Massnahmen im Bereich Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA).....	10-7
10.3 PENDENZEN.....	10-7
10.3.1 Technik	10-8
10.3.2 Technische Spezifikation, Störfallvorschriften, Notfallhandbuch und Qualitätssicherung	10-9
10.3.3 Strahlenschutz	10-10
10.3.4 Notfallorganisation	10-11
10.3.5 Ausbildung und Organisation	10-12
10.3.6 Störfallanalysen	10-12
10.3.7 Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA).....	10-12
ANHANG: ABKÜRZUNGEN.....	A-1

VERZEICHNIS DER TABELLEN

		<u>Seite</u>
Tabelle 4.7-1	Berechnete Dosiswerte nach R-41	4-19
Tabelle 4.7-2	Langzeit- und Kurzzeit-Ausbreitungs- und Washoutfaktoren	4-20
Tabelle 5.2-1	Erdbebenklassen und äussere Einwirkungen	5-3
Tabelle 6.3-1	Maximale Dosisbelastungen für Auslegungsstörfälle im KKG	6-10
Tabelle 7.1-1	Übersicht über die Kernschadenshäufigkeit, Interne und Externe Ereignisse (ohne Erdbeben)	7-11
Tabelle 7.1-2	Fussell-Vesely Importanz der wichtigsten Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit (HSK-Modell, interne und externe Ereignisse, ohne Erdbeben)	7-12
Tabelle 7.2-1	Anlageschadenszustände (ohne Erdbeben) gemäss HSK-Analyse	7-13
Tabelle 7.2-2	Relative Häufigkeit der möglichen Containment-Versagensarten (%)	7-16

VERZEICHNIS DER ABBILDUNGEN

		<u>Seite</u>
Abb. 2.4-1	Stationäres Teillastdiagramm	2-5
Abb. 2.4-2	Anfahrtdiagramm	2-6
Abb. 5.4-1	Nukleares Dampferzeugungssystem	5-12
Abb. 5.6.1-1	Übersicht über die RESA-Anregekriterien	5-24
Abb. 5.6.2-1	Prinzipieller Aufbau des Reaktorschutzes (ungesicherter Bereich) - Beispiel FD-Isolation	5-26
Abb. 5.6.3-1	Prinzipschaltbild des Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsystems	5-29
Abb. 5.6.4-1	Hauptspeisewassersystem und An- und Abfuhrsystem	5-33
Abb. 5.6.4-2	Notspeisesystem	5-35
Abb. 5.6.5-1	Prinzipschaltbild des Volumenregelsystems	5-38
Abb. 5.7-1	Notstandssystem, Notspeisewasser, Speisewassersystem	5-40
Abb. 5.8.1-1	Elektrische Eigenbedarfsversorgung	5-43
Abb. 5.8.2-1	Nachkühlketten	5-45
Abb. 5.8.2-2	Nebenkühlwasserversorgung	5-47
Abb. 7.2-1	Streubereich der Rb-Cs-Freisetzung	7-20
Abb. 7.2-2	Streubereich der Sr-Ba-Freisetzung	7-20
Abb. 7.2-3	Rb-Cs-Freisetzung, Risikorelevanz der Freisetzungskategorien	7-21

1 EINLEITUNG

Das Kernkraftwerk Gösgen (im folgenden KKG genannt) erhielt die Betriebsbewilligung am 29.9.1978, gestützt auf das KSA-Gutachten vom 5.9.1978. Die Inbetriebsetzung dauerte bis ins Jahr 1979, wobei diese kurzzeitig auf Antrag des Vorstehers EVED wegen des Störfalls "Three Mile Island" bei Harrisburg am 28. März 1979 unterbrochen wurde.

Am 14. Mai 1985 stellte das KKG beim Bundesrat den Antrag auf Erhöhung der thermischen Leistung von 2808 MW auf 3002 MW. Der Schweizerische Bundesrat hat mit Datum vom 16. Dezember 1985 die Bewilligung erteilt, gestützt auf das Gutachten der HSK vom 9. Oktober 1985. Die Freigabe der HSK bis 2900 MW erfolgte am 17. Dezember 1985, diejenige bis 3002 MW am 27. April 1992. Die Freigabe des zweiten Schrittes war an die Bedingung geknüpft, dass vorerst Erfahrungen mit den Brennstab-Hüllrohren bei der hohen Belastung gewonnen werden sollten.

In jährlichen Freigaben zur Wiederinbetriebnahme nach einem Brennstoffwechsel bestätigte die HSK jeweils, dass der Sicherheitszustand der Anlage den gesetzlichen und behördlichen Anforderungen entspricht.

Mit Schreiben der HSK vom 18. November 1986 an alle schweizerischen Kernkraftwerke wurde die HSK-AN-1827 (Rev.1) vom 30. Oktober 1986 mit den darin aufgeführten Massnahmen gegen schwere Unfälle zur Prüfung und Stellungnahme vorgelegt. Einige der Massnahmen waren schon vorher in Diskussion; der Unfall in Tschernobyl am 26. April 1986 beschleunigte deren Realisierung und war mit ein Grund zur Festlegung der zu treffenden Massnahmen gegen schwere Unfälle. Im KKG wurde in diesem Zusammenhang u.a. eine anlagenspezifische Risikostudie der Stufe 1 und 2 durchgeführt und ein System zur gefilterten Containmentdruckentlastung installiert.

Eine weitere, auch international gezogene Schlussfolgerung aus diesem schweren Unfall bestand darin, dass die in Betrieb stehenden Kernkraftwerke in regelmässigen Abständen einer sicherheitstechnischen Gesamtüberprüfung zu unterziehen sind (Periodische Sicherheitsüberprüfung - PSÜ).

Schwerpunkte der Periodischen Sicherheitsüberprüfung sind:

- ein Vergleich mit dem fortschreitenden Stand von Wissenschaft und Technik bei der Sicherheitsvorsorge,
- eine systematische Beurteilung der Betriebserfahrungen und des Anlagenzustandes,
- der Einbezug der probabilistischen Sicherheitsanalyse in die Gesamtbeurteilung der Anlage.

Im Rahmen dieser Gesamtüberprüfung der Anlage soll zugleich auch Bilanz gezogen werden über die von der HSK im Rahmen ihrer regulären Aufsichtstätigkeit geforderten bzw. freigegebenen Massnahmen zur Erhöhung der Anlagensicherheit und des Strahlenschutzes.

Auch wenn der Betreiber die Gewährleistung der Anlagensicherheit richtigerweise als seine Aufgabe ansieht und diese Verantwortung im Alltag auch wahrnimmt, ersetzt dies jedoch nicht eine Gesamtüberprüfung durch die Behörde. So befasst sich die Behörde auch mit seltenen Unfallszenarien, für die es deshalb keine Betriebserfahrungen gibt und die nur innerhalb einer umfassenden Anlagenüberprüfung Berücksichtigung finden können.

Die periodische Sicherheitsüberprüfung der Schweizer KKW stellt damit eine Ergänzung der regulären Aufsichtstätigkeit der HSK dar und soll etwa alle 10 Jahre durchgeführt werden.

Wesentliche Grundlagen einschliesslich einer eigenständigen Beurteilung des erreichten Standes bei der Gewährleistung der Anlagensicherheit und der Ziele des Strahlenschutzes sind im Rahmen der PSÜ durch den Betreiber des Kernkraftwerkes zu erbringen.

Der Prozess der Periodischen Sicherheitsüberprüfung für das Kernkraftwerk Gösgen wurde mit dem Schreiben der HSK an KKG vom 25. Februar 1994 eingeleitet, indem KKG aufgefordert wurde, wesentliche für eine Beurteilung notwendige Unterlagen und Dokumentationen zu erarbeiten und der HSK vorzulegen.

KKG hat daraufhin folgende Unterlagen eingereicht:

- Aktualisierte Fassung des Sicherheitsberichtes, Revisionsstand 1995 einschliesslich eines Vergleichs mit ausgewählten, heute gültigen Richtlinien der HSK zur Auslegung von Kernkraftwerken,
- Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) des Kernkraftwerks Gösgen (Stufe 1 und 2 für den Leistungsbetrieb sowie Stufe 1 für die Anlagenzustände Schwachlast und Stillstand),
- Sicherheitsstatusanalyse, in der die Einhaltung der für die Gewährleistung der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes massgebenden Schutzziele nachgewiesen wurde (1996),
- Sicherungsbericht (Beurteilung durch die Sektion NS beim BfE),
- Unterlagen zum Alterungsüberwachungsprogramm und zu den Betriebserfahrungen,

sowie weitere Unterlagen wie z.B. Systembeschreibungen zu den sicherheitsrelevanten Kraftwerkssystemen, aktualisierte Komponentenlisten und Messkennblätter. *KKG wird auch zukünftig den Sicherheitsbericht periodisch überprüfen (alle zwei Jahre) und bei Erfordernis aktualisieren (Pendenz).*

Neben der ohnehin bei der HSK vorhandenen Anlagendokumentation bildeten diese Unterlagen die Grundlage für eine umfassende Gesamtüberprüfung des Kernkraftwerks Gösgen. Diese Überprüfung erfolgte unter Einbezug von Experten zu ausgewählten Fachgebieten.

Die Ergebnisse der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Gösgen sind in dem vorliegenden HSK-Bericht zusammenfassend dokumentiert. Dieser Bericht dient auch der Information der Öffentlichkeit, wie die HSK die Sicherheit der Anlage Gösgen gegenwärtig beurteilt.

2 CHARAKTERISIERUNG DER ANLAGE

2.1 STANDORT

Der Standort des Kernkraftwerks Gösgen-Däniken (KKG) liegt im Kanton Solothurn am Südufer der Aare zwischen Olten und Aarau in einem bis 1,5 km Distanz vorwiegend für Industrie genutztem Gebiet, gefolgt von kleineren Dörfern im Abstand von ca. 4 km und den Städten Aarau und Olten zwischen 4 und 6 km Distanz.

Im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung hat sich die HSK auch mit Veränderungen in der Umgebung des Standorts des Kernkraftwerks Gösgen seit Aufnahme des Leistungsbetriebes beschäftigt. Nachstehend ist eine Beurteilung der aktuellen Standortbedingungen in Bezug auf die Gesichtspunkte Bevölkerungsverteilung, Geologie, Hydrologie und Meteorologie aufgeführt. Die wichtigste bauliche Veränderung am Standort des KKG besteht in der Errichtung eines zweiten Stranges der Transitgasleitung in unmittelbarer Nähe des Kraftwerksgeländes. Der Einfluss dieser Veränderung auf die Sicherheit des KKG ist im Kapitel 6.2.7 beurteilt.

2.1.1 Bevölkerungsverteilung

Im näheren Umkreis des Kernkraftwerkstandortes (bis 1 km Entfernung) befinden sich die Siedlungen Mülidorf, Mülifeld und eine Einfamilienhaussiedlung im östlichen Teil von Obergösgen mit ca. 550 Einwohnern. Der Nahbereich zwischen 1 und 1,5 km Entfernung ist überwiegend Industriezone, welche nicht für Wohnbauten genutzt wird. Im Nahbereich bis zu einer Distanz von 4 km zum Kraftwerksstandort hat sich die Wohnbevölkerung von 1981 bis 1993 um rund 12 % auf insgesamt ca. 27'000 Einwohner vergrössert.

Im Bereich von 4 bis 10 km (mit den Städten Aarau und Olten) betrug der Zuwachs der Wohnbevölkerung im gleichen Zeitraum lediglich 1,3 % auf ca. 142'000 Einwohner.

2.1.2 Geologie und Geotechnik

Die Geologie am Standort des KKG ist durch die gefalteten Kalkschichten des Juragebirges geprägt. Die Schichten fallen von den Hügelzügen nördlich der Aare gegen Süden ein und tauchen südlich der Aare wieder auf. So bilden sie einen Trog, der von der mäandrierenden Aare nach der letzten Eiszeit mit Schottern in verschiedenen Terrassen aufgefüllt wurde.

Auf dem Kraftwerksareal liegt der Fels 25 bis 30 m unter der Terrainoberfläche. Er ist an seiner früheren Oberfläche nach der Ablagerung durch Erosion verkarstet worden. In den Felsschichten sind zwei Verwerfungen festgestellt worden. Sie sind durch Bruchvorgänge aus der Zeit der Jurabildung entstanden und sind heute seismisch inaktiv.

Die Bauwerke sind in den über dem Fels liegenden Niederterrassenschottern aus sandigem Kies fundiert. Die Schotter sind weitgehend grundwassergesättigt, mit einem Grundwasserspiegel der vier bis acht Meter unter der Terrainoberfläche liegt. Die jüngste oberflächennahe Ablagerung besteht aus feinkörnigen Überschwemmungssedimenten von wenigen Metern Mächtigkeit.

Für die Tragfähigkeit und das Setzungsverhalten des Baugrunds sind aufgrund der Fundations-tiefen der nuklearen Bauwerke die Schotterschichten massgebend. Die geotechnischen Eigenschaften sind mit seismischen Untersuchungen, Sondierbohrungen, Pumpversuchen, Rammsondierungen und Pfahlsondenversuchen bestimmt worden. Im Labor wurden auch Korn-

verteilungskurven bestimmt. Die Schotter sind sehr heterogen aber dicht gelagert. Sie bilden einen guten und tragfähigen Baugrund. Die Bauwerke sind mit einer Grundwasserisolation abgedichtet, die bis zur Terrainoberfläche hochgezogen wurde. Die Baugruben wurden seitlich mit verdichtetem Kies aufgefüllt.

2.1.3 Hydrologie

Die Aare durchfließt und entwässert die Region. Ein Grossteil des Aarewassers wird unterhalb Olten in den Werkkanal des Wasserkraftwerks Gösigen abgeleitet und zur Energieerzeugung genutzt. Auch die Einlaufbauwerke für die Kühlwasserfassungen des Kernkraftwerks liegen an diesem Kanal. Zwischen diesem und KKG verläuft die alte Aare.

Als Grundlage für die Berechnung der Wasserführung stehen Aufzeichnungen aus den nächstgelegenen Abflussmesstationen Murgenthal und Brugg seit dem Jahre 1935 zur Verfügung. Bei durchschnittlicher Wasserführung fliesst fast das ganze Wasser durch den Kraftwerkskanal und nur die garantierte Restwassermenge von $5 \text{ m}^3/\text{s}$ durch die alte Aare. Andererseits fliesst das Wasser bei Abflussspitzen, die bis über $1000 \text{ m}^3/\text{s}$ betragen, vorwiegend durch die alte Aare, weil die Turbinen des Wasserkraftwerks maximal $380 \text{ m}^3/\text{s}$ verarbeiten.

Der Grundwasserstrom im Lockergestein wird durch versickernde Niederschläge, Infiltrationen aus der Aare und aus ihren Zuflüssen und eventuell durch Karstwasser aus dem Felsuntergrund gespeist. Er ist im zentralen Abschnitt der Talsohle mehr als 20m mächtig. Seine Breite entspricht etwa der Talbreite bei Däniken von rund 2 km. Der Grundwasserspiegel korrespondiert mit der Wasserführung der Aare und liegt meist rund 7 m unter dem Terrainniveau von 382 m ü. M. Bei Hochwasser kann er um bis 5 m ansteigen. Das Grundwasser wird vom Kernkraftwerk Gösigen nur für die Notstandsbrunnen genutzt. Die ausreichende Ergiebigkeit wurde mit Pumpversuchen nachgewiesen. Entsprechende Pumpversuche werden periodisch wiederholt. Aufgrund von Temperaturmessungen, chemischen und bakteriologischen Untersuchungen wird das Grundwasser bezüglich seiner Qualität als einwandfreies Trinkwasser eingestuft.

Die Überflutungskoten stammen aus den Angaben des eidgenössischen Wasserwirtschaftsamts. Infolge des massgebenden Bruches des Wehrs Wynau ergeben sich als maximale Überflutungskoten 379,4 m ü.d.M. bei Düker 2 (Brücke bei Kartonfabrik Cartasetta) und 381,2 m ü.d.M. bei Düker 1. Somit ist das Kraftwerkareal, das auf Kote 382 m ü.d.M. liegt, überflutungssicher.

2.1.4 Meteorologie

Am Standort des Kernkraftwerkes Gösigen sind sowohl im Rahmen der Standorterkundung, als auch in zwei darauffolgenden mehrjährigen Messperioden meteorologische Messungen durchgeführt worden. Seit Ende 1981 werden vom meteorologischen Messmast Werte der Windrichtung (10 m und 110 m über Boden), Windgeschwindigkeit (10 m und 110 m über Boden), Lufttemperatur (10 m, 60 m und 110 m über Boden) und seit 1988 ebenfalls die Niederschlagsintensität kontinuierlich in das Messnetz der Meteorologischen Anstalt geliefert.

Der statistisch zuletzt ausgewertete Zeitraum von Dezember 1988 bis November 1993 lässt sich grob zusammengefasst folgendermassen charakterisieren:

- In 110 m über Boden und in Bodennähe dominieren die Winde aus WSW und ONO. Die mittlere Windgeschwindigkeit variiert mit der Höhe und liegt zwischen $1,6 \text{ m/s}$ (10 m über Boden) und $3,1 \text{ m/s}$ (110 m über Boden).

- Die aus dem Temperaturgradient bestimmten Ausbreitungskategorien verteilen sich rund zu je 5 % auf die Kategorien A und B, zu je rund 15 % auf C, E und F und zu rund 40 % auf D.
- Die mittlere jährliche Regenmenge beträgt rund 900 mm.

Im Jahre 1999 wurden in der Umgebung des Kernkraftwerks Gösgen-Däniken zudem Windfeldmessungen durchgeführt. Die Erkenntnisse der meteorologischen Messungen sind ausreichend, um die Ausbreitung radioaktiver Stoffe im Normalbetrieb zu bestimmen und die Gefahrensektoren zur Alarmierung der Bevölkerung bei einem Unfall festzulegen. Ebenso können bei einem Unfall Prognosen zur Ausbreitung radioaktiver Stoffe durchgeführt werden.

2.2 ANLAGENTYP

Beim Kernkraftwerk Gösgen handelt es sich um eine Druckwasserreaktoranlage eines deutschen Lieferanten. Die bewilligte thermische Reaktorleistung beträgt 3002 MW. Die im Reaktorkern erzeugte Wärme wird über drei parallele Kreisläufe an die Dampferzeuger abgeführt. Als Reaktorkühlmittel dient enthärtetes und entgastes Wasser, welches durch drei Hauptkühlmittelpumpen in den Reaktorkühlkreisläufen zwischen Reaktordruckbehälter und Dampferzeuger ständig umgewälzt wird. Die Reaktivitätskontrolle erfolgt mittels Steuerstäben und Borsäure.

Durch die Hauptspeisewasserpumpen in der Dampfkraftanlage wird das Speisewasser in die Dampferzeuger eingespeist, wo es auf Siedetemperatur erhitzt wird. Für die Kühlung der Turbinenkondensatoren ist ein Kühlturmkreislauf mit Naturzugkühlern vorhanden. Das Nebenkühlwasser für den nuklearen und den konventionellen Zwischenkühlkreislauf wird dem Aarekanal entnommen und über einen Düker unterirdisch der Anlage zugeführt. Kühlwasser für das Notstandsystem kann aus den Brunnen des Notstandgebäudes gepumpt werden.

2.3 REDUNDANZZUTEILUNG WICHTIGER SYSTEME

Die Sicherheitssysteme des KKG einschliesslich der zugehörigen Versorgungs- und Hilfseinrichtungen sind redundant ausgestaltet und im wesentlichen in voneinander unabhängige redundante Funktionsketten unterteilt¹. Der Redundanzgrad sicherheitstechnisch relevanter elektro- und leittechnischer Systeme einschliesslich der Messeinrichtungen ist häufig höher als der Redundanzgrad des zugehörigen maschinentechnischen Systems. Auch bei einigen maschinentechnischen Hilfs- und Versorgungssystemen ist der Redundanzgrad für ausgewählte aktive Komponenten gegenüber dem zu versorgenden System höher gewählt, um die Zuverlässigkeit der Versorgungs(Steuer)funktion zu erhöhen (punktuelle Vielfachbesetzung).

Für anlageninterne Störfälle ist ein weitgehend viersträngiges Sicherheitssystem vorhanden, welches den Redundanzen 1 bis 4 zugeordnet ist. Für die Beherrschung des Notstandfalles existiert ein maschinentechnisch zweisträngiges System mit der Redundanzzuordnung 5 und 6. Nichtsicherheitsrelevante Anlagenteile wurden der Redundanz 0 zugeordnet.

Der Reaktorschutz besteht aus einem viersträngigen ungesicherten Bereich (Redundanzen 1-4, YZ), der primär der Beherrschung anlageninterner Störfälle dient und einem dreisträngigen gesicherten Bereich (Redundanzen 5, 6 und 7, RX), der gegen Flugzeugabsturz ausgelegt und

¹ Zwei (Teil)Systeme oder Elemente von Systemen sind zueinander redundant, wenn sie die gleiche Funktion ausführen können, unabhängig davon, ob eines der Systeme in Betrieb oder ausgefallen ist (IAEA 50-SG-D8).

für den Notstandfall bestimmt ist, mit einer durchgängigen Redundanzzuordnung der zugehörigen Messeinrichtungen und Stromversorgung.

Die Notstromversorgung besteht aus 7 Redundanzen: die Redundanzen 1-4 werden im Notstromfall über die vier Notstromdiesel EY versorgt, die Versorgung der Notstandstromverteilung erfolgt über die beiden Notstanddiesel FY (Redundanz 5 und 6), die Redundanz 7 wird von den Redundanzen 5 und 6 angespiesen. Da die notstromgesicherten Verbraucher im Normalbetrieb von der Eigenbedarfsanlage versorgt werden, ist diese ebenfalls viersträngig aufgebaut.

Entsprechend dem viersträngigen Aufbau der Eigenbedarfsanlage sind das Schaltanlagegebäude und die Notstromdieselgebäude in vier Scheiben räumlich unterteilt.

Die Untergliederung der sicherheitstechnisch relevanten Anlagenteile des KKG in zueinander redundante Funktionsketten mit punktueller Vielfachbesetzung für ausgewählte aktive Komponenten und die räumliche Trennung und funktionelle Unabhängigkeit der so gebildeten Redundanzketten genügen auch heutigen modernen sicherheitstechnischen Anforderungen. Eine weitergehende Beurteilung der HSK zu diesem Thema ist systembezogen im Kapitel 5 vorgenommen worden.

2.4 NORMALBETRIEB DER ANLAGE

Im Normalbetrieb der Anlage wird zwischen dem Anfahren, dem Leistungsbetrieb, dem Abfahren und dem Stillstand unterschieden.

Dabei sind die folgenden Betriebszustände möglich:

- Reaktor kalt und unterkritisch,
- Reaktor heiss und unterkritisch,
- Reaktor Nulllast kritisch,
- Reaktor kritisch – Schwachlastbetrieb,
- Reaktor kritisch - Leistungsbetrieb.

Das Teillastdiagramm für den Betrieb des Kernkraftwerkes Gösgen ist in Abbildung 2.4-1 dargestellt. Im Leistungsbereich von 50-100% wird ein Regelprogramm mit konstanter mittlerer Kühlmitteltemperatur verwendet. Die Anlage ist für schnelle rampenförmige Laständerungen mit einer Geschwindigkeit bis zu 10%/min, wie auch für sprungförmige Laständerungen bis zu 10% ausgelegt. Ein Generatorlastabwurf auf Eigenbedarf oder eine Turbinenschnellabschaltung werden ohne Reaktorschnellabschaltung (RESA) beherrscht.

Für das An- und Abfahren gelten Betriebsvorschriften, die eine sichere Fahrweise der Anlage ermöglichen. Das Abfahren der Anlage ist teilautomatisiert und kann durch einfache Operateureingriffe eingeleitet werden. Es erfolgt entsprechend einem vorgewählten Abfahrgradienten mit 45 K/h oder 100 K/h. Für das Abfahren der Anlage zum Brennelementwechsel wird der Reaktorkühlkreislauf bis auf 2500 ppm aufboriert. Dazu wird mit Bor 10 angereicherte Borsäure verwendet. Diese Borkonzentration wird auch während eines Brennelementwechsels aufrechterhalten. Beim Anfahren der Anlage erfolgt das Kritischmachen des Reaktors im Temperaturbereich von 150 °C – 260 °C. Das Anfahrtdiagramm ist in der Abbildung 2.4-2 dargestellt.

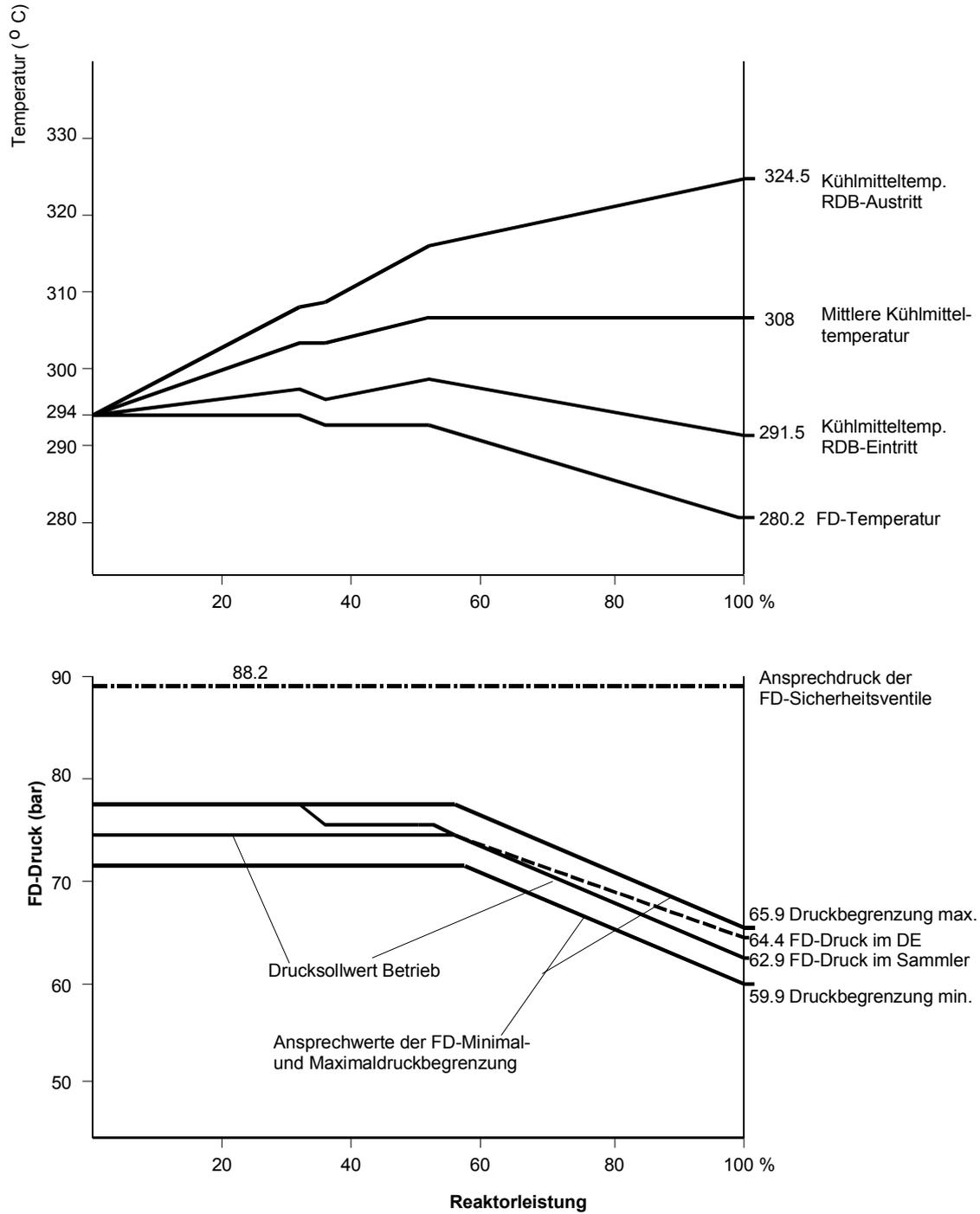
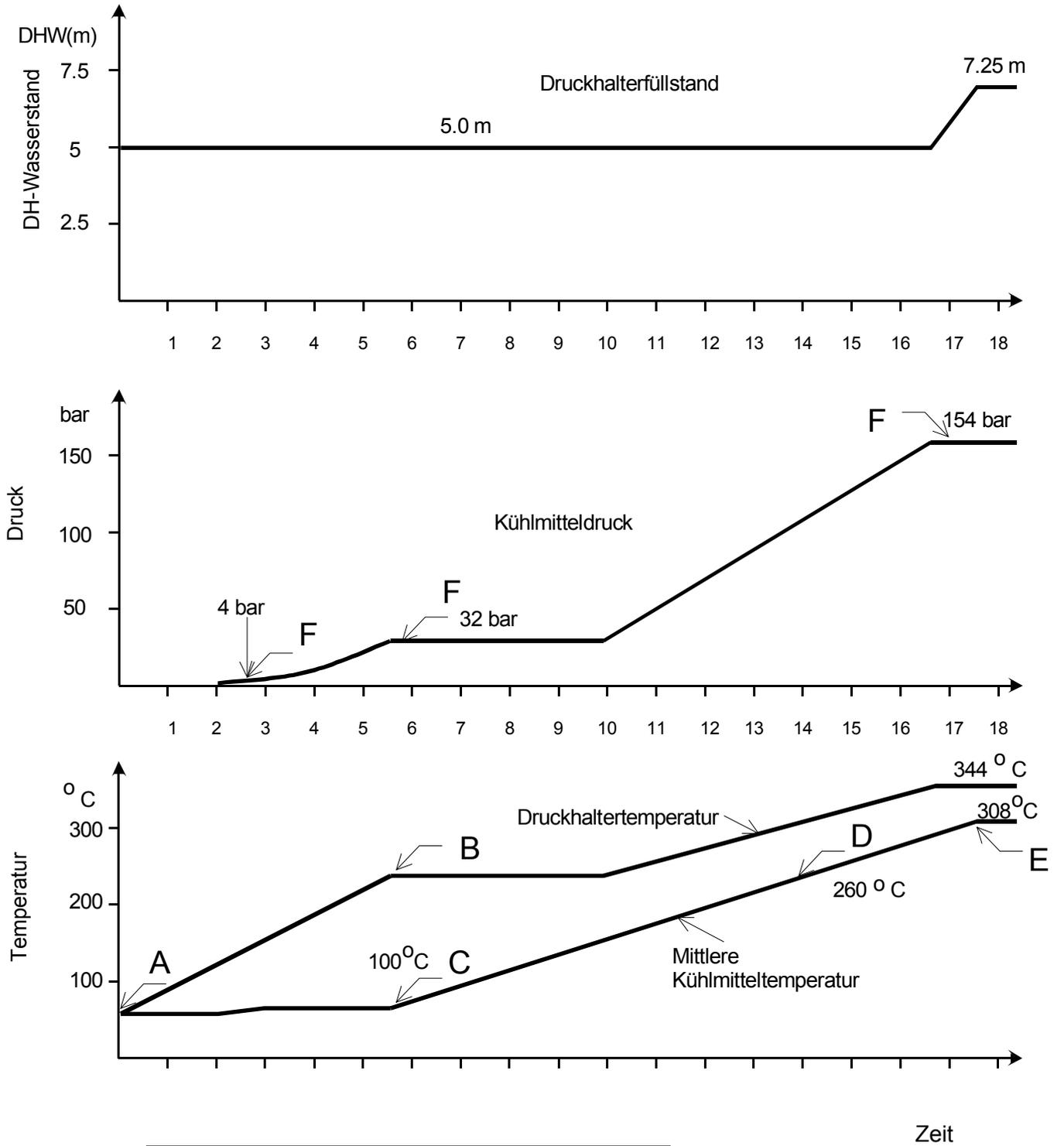


Abbildung 2.4-1 Stationäres Teillastdiagramm



Betriebszustände:

- A – Druckhalterheizung EIN
- B – Hauptkühlmittelpumpen EIN
- C – Anwärmen Frischdampfsystem
- D – Reaktor kritisch
- E – Anlage im Leistungsbetrieb
- F – Haltepunkte für Prüfungen

Abb. 2.4-2 Anfahrtdiagramm

3 ENTWICKLUNG DER SICHERHEITSANFORDERUNGEN SEIT ERTEILUNG DER BETRIEBSBEWILLIGUNG

3.1 STAND VON WISSENSCHAFT UND TECHNIK

Seit dem Bau des Kernkraftwerks Gösgen hat sich der Stand von Wissenschaft und Technik weiterentwickelt. Besonders deutlich hat sich diese Entwicklung auf den folgenden Gebieten vollzogen:

- Strahlenrisiko und Dosisgrenzwerte,
- Analyse und Beurteilung der Folgen schwerer Unfälle, die international zur Einführung von Massnahmen zur Linderung der Folgen schwerer Unfälle geführt haben,
- Methoden der probabilistischen Sicherheitsanalyse und deren umfassende Einführung für die Sicherheitsbeurteilung von in Betrieb stehenden KKW,
- Beurteilung des Einflusses von Organisation, Personal, Vorschriften und Qualitätssicherung auf die Anlagensicherheit („Human Factor“ Aspekte),
- Verbesserte Verfahren der deterministischen Störfallanalyse und der Ermittlung der Störfallfolgen,
- Verbesserte Verfahren zur Kernbrennstoffauslegung und zur Kernüberwachung,
- Weiterentwicklung der Verfahren der zerstörungsfreien Werkstoffprüfung und der Methoden der Alterungsüberwachung,
- Informationsverarbeitung, Computer- und Kommunikationstechnik,
- Notfallplanung und Notfallorganisation.

Die Weiterentwicklung des Wissens auf dem Gebiet des Strahlenrisikos und der Dosisgrenzwerte haben ihren Niederschlag vor allem in der neuen Strahlenschutzverordnung (StSV) vom 22.6.1994 gefunden, welche auch für die Beurteilung des KKG auf diesem Gebiet im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung Verwendung gefunden hat.

Nach dem Reaktorunfall in TMI und verstärkt nach der Reaktorkatastrophe von Tschernobyl gelangte die Untersuchung der thermohydraulischen und physikalisch-chemischen Prozesse bei einem schweren Unfall in den Mittelpunkt der internationalen Sicherheitsforschung. Auf der Basis umfangreicher experimenteller und theoretischer Untersuchungen wurden Rechencodes entwickelt, die deutlich verbesserte Vorhersagen für das Verhalten eines Kernkraftwerkes bei auslegungsüberschreitenden Unfällen ermöglichen. Die mit diesen Hilfsmitteln durchgeführten Sicherheitsanalysen haben zur Ableitung von Accident-Management-Massnahmen geführt, mit deren Hilfe die Folgen schwerer Unfälle gemildert oder beherrscht werden können. Die für die Durchführung von Accident-Management-Massnahmen notwendigen technischen Mittel wurden, soweit sie noch nicht zur Verfügung standen, entwickelt. Die HSK hat Anforderungen an die Kernkraftwerke zur Vermeidung und zur Linderung der Folgen von schweren Unfällen in einem Massnahmenpaket „Massnahmen gegen schwere Unfälle“ (MSU-Punkte) zusammengefasst und in ihrer Richtlinie R-103 entsprechende Zielsetzungen formuliert. Sinnvolle Massnahmen werden zudem auf Grund der Ergebnisse der PSA-Studien abgeleitet.

Die probabilistische Sicherheitsanalyse hat sich als wichtiges Arbeitsmittel für die Beurteilung der Anlagensicherheit von Kernkraftwerken bewährt. Bei der PSA werden alle relevanten auslösenden Ereignisse für einen Störfall hinsichtlich ihres Risikobeitrages untersucht und bewertet, im Unterschied zu dem in den siebziger Jahren noch verbreiteten GAU (Grösster Anzunehmender Unfall) -Konzept bei sicherheitstechnischen Überprüfungen. Die Methoden der PSA haben sich seit den ersten Risikostudien, die bereits bei der Inbetriebnahme des KKG bekannt waren (WASH-1400, publiziert 1975), stetig weiterentwickelt. Dies gilt insbesondere für die Erweiterung auf externe Ereignisse wie Erdbeben, Brand und Überflutung und die systematische Erfassung von Betriebsdaten. Inzwischen wurde die PSA-Methodik auch für Anlagenstillstände entwickelt und angewandt. Die Methodik für PSA-Studien der Level 2 hat zudem wesentlich von den Ergebnissen der Sicherheitsforschung auf dem Gebiet schwerer Unfälle profitiert. Die Beurteilung der PSA-Studie des KKG ist daher ein wesentlicher Bestandteil der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKG, wie dies auch in anderen Ländern, z.B. in Deutschland, der Fall ist.

Ergebnisse der PSA-Studien, aber auch die Auswertung von Vorkommnissen, haben die Bedeutung der Wechselwirkung Mensch-Maschine im Kernkraftwerk immer deutlicher gemacht. Die Entwicklung in diesem und im „Human Factor“-Bereich ganz allgemein hat in den letzten Jahren grosse Fortschritte erzielt. Dabei ist auch der Einfluss der Systematik von Vorschriften, der Kraftwerksorganisation sowie der Arbeitsabläufe auf die Anlagensicherheit deutlich geworden. Es spielen dabei nicht nur technische Massnahmen, sondern auch psychologische Aspekte eine wichtige Rolle. Diese Aspekte wurden im Rahmen der PSÜ von der HSK berücksichtigt.

Seit der Errichtung des KKG sind auch die Methoden zur Störfallanalyse und zur Ermittlung der Störfallfolgen für Auslegungsstörfälle weiter verbessert worden. Die Entwicklung dieser Methoden (Rechencodes) seit der Inbetriebnahme des KKG hat u.a. wesentlich von den in den achtziger Jahren durchgeführten integralen Versuchen zum Anlagenverhalten bei Störfällen wie dem internationalen 2D/3D-Programm (Japan, Deutschland, USA) profitiert. Es wurde ein Übergang von konservativen und häufig unrealistischen Rechenmodellen zu wesentlich realistischeren Modellen vollzogen, was eine genauere Bestimmung von Margen zu den festgelegten Grenzwerten gestattet.

Diese Entwicklung ging einher mit dem Bestreben der KKW-Betreiber diese Margen im Sinne einer besseren Brennstoffökonomie auch auszunutzen, was erhöhte Anforderungen an die Genauigkeit der Kernausslegung und an die Kernüberwachung zur Kontrolle der Betriebsgrenzen zur Folge hatte. Diese Aspekte wurden im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung durch die HSK mit berücksichtigt.

Seit der Inbetriebnahme des KKG haben sich die Verfahren der zerstörungsfreien Werkstoffprüfung wesentlich weiterentwickelt und in der Praxis durchgesetzt. Die Qualifizierung der Messverfahren, insbesondere der Ultraschallprüfung, hat wesentliche Fortschritte gemacht. Mit der zunehmenden Alterung von Kernkraftwerken gewinnen auch die Fragen der Alterungsüberwachung eine wachsende Bedeutung. Durch die Alterungsüberwachung soll sichergestellt werden, dass ein sicherer Anlagenbetrieb bis an das Ende der vorgesehenen Nutzungsdauer von Kernkraftwerken gewährleistet wird.

Die neu gewonnenen Erkenntnisse auf dem Gebiet der schweren Unfälle haben auch zu veränderten Anforderungen an die Notfallplanung geführt. Zudem stehen heute einer Notfallorganisation verbesserte technische Möglichkeiten (Kommunikationstechnik) zur Verfügung. Neu einge-

führt wurden auch Systeme zur Kernanlagenfernüberwachung, die von der Entwicklung der Informationstechnologie profitiert haben.

Als Vergleichsmaßstab für den realisierten Stand der Technik hat die HSK vor allem die seit der Errichtung des KKG aktualisierten Auslegungsrichtlinien der HSK berücksichtigt. Es sind dies:

R-06: Sicherheitstechnische Klassierung und Bauvorschriften für Ausrüstungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren,

R-41: Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen,

R-42: Zuständigkeiten für die Entscheide über besondere Massnahmen bei einem schweren Unfall in einer Kernanlage,

R-101: Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren,

R-103: Anlageninterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle.

Darüber hinaus hat die HSK aber auch die aktuell gültigen Regelwerke für Druckwasserreaktoranlagen in anderen Ländern berücksichtigt. Zielsetzung für diesen Vergleich war es, Abweichungen festzustellen und hinsichtlich ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung zu bewerten. Dabei werden von der HSK Abweichungen toleriert, die durch andere Massnahmen und Einrichtungen sicherheitstechnisch kompensiert sind, d.h. wenn keine Verletzung oder Einschränkung in Bezug auf die vorgegebenen Schutzziele:

- Kontrolle der Reaktivität,
- Kühlung der Brennelemente,
- Einschluss der radioaktiven Stoffe

gegeben ist. Anderenfalls werden von der HSK im vorliegenden Bericht Massnahmen zur weiteren Verbesserung der Anlagensicherheit vorgeschlagen (Kapitel 10).

3.2 BEDEUTUNG AUSGEWÄHLTER RICHTLINIEN FÜR KKG

Nachstehend wird die Bedeutung ausgewählter HSK-Richtlinien für KKG erläutert und die Umsetzung der darin enthaltenen Forderungen in der Anlage Gösgen bewertet. Richtlinien für schweizerische Kernanlagen können je nach Inhalt und Zielsetzung sowohl übergeordneten Charakter besitzen als auch spezifische Auslegungs- und Ausführungsbestimmungen enthalten. Sie wurden aufgestellt, um für ausgewählte Sachgebiete, bei denen Unterschiede in den Auffassungen der Behörden von für die Kerntechnik massgebenden Ländern zutage traten, durch eigene Kriterien den Standpunkt der schweizerischen Behörde klarzulegen. Die meisten Richtlinien binden nur die HSK selbst und die nachgeordneten Organisationen, die - vertraglich festgelegt – mit Aufsichtstätigkeiten betraut sind. Wesentlich ist, dass die in den Richtlinien verfolgten oder ausgedrückten Ziele erreicht werden. Die Richtlinien sind im Lauf der Jahre aus der Aufsichtspraxis heraus entstanden. Sie werden ständig überprüft und bei Bedarf revidiert.

3.2.1 Bedeutung der Richtlinie R-101, Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme

Die Richtlinie R-101 ist 1987 entstanden, also nach den Baubewilligungen und nach der Betriebsbewilligung der Anlage Gösgen von 1978. Sie ist für neue Anlagen gedacht. Im Rahmen

der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKG wurde die Richtlinie dennoch als Vergleichsmassstab herangezogen, um Abweichungen zum in der Schweiz geforderten Stand der Sicherheitstechnik feststellen und sicherheitstechnisch bewerten zu können. Festgestellte Abweichungen zur Richtlinie R-101 werden als tolerierbar angesehen, wenn die Zielsetzung der Richtlinie mit anderen Mitteln erreicht wird (schutzzielorientierte Bewertung).

Die Projektierung des KKG erfolgte nach Auslegungsspezifikationen, die viele der heute gültigen Sicherheitsanforderungen vorweggenommen haben. Die Ausführung von KKG entspricht daher in den wesentlichen Punkten den Forderungen der R-101.

Im folgenden werden nur diejenigen Auslegungskriterien zitiert, von denen eine Abweichung erkannt wurde, oder wo ein Kommentar nötig ist.

R 101, 2.1 Einzelfehlerkriterium

Die HSK-Richtlinie R-101 fordert die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums auch auf passive Komponenten. Die Richtlinie R-101 lässt jedoch zu, dass bei passiven mechanischen Komponenten auf die Annahme eines Einzelfehlers verzichtet werden kann, falls deren Versagen beispielsweise infolge von Temperaturschocks, Kondensations- oder Wasserschlägen, Vibrationen, Korrosion, Verstopfung, Verschmutzung usw. sehr unwahrscheinlich ist.

Die Auslegung von KKG berücksichtigt die Forderung der Anwendung des Einzelfehlerkriteriums auf passive Komponenten in einigen Fällen nicht. Die erwähnte Ausnahmebestimmung der R-101 kann hier jedoch angewendet werden, weil die Ausführung der passiven mechanischen Komponenten auf der Basis anerkannter Regeln der Kerntechnik erfolgt ist.

R 101, 2.2 Instandhaltungskriterium

Das Instandhaltungskriterium verlangt, dass für Sicherheitssysteme mit Komponenten, welche erwartungsgemäss auch während des Reaktorbetriebs der Instandhaltung bedürfen, wie z.B. Pumpen oder Dieselmotoren, die Funktion des Systems auch dann gewährleistet ist, wenn eine dieser Komponenten wegen Instandhaltung nicht verfügbar ist. Dabei soll zugleich das Einzelfehlerkriterium gemäss 2.1 der Richtlinie eingehalten bleiben.

Erläuterungen zum Instandhaltungskriterium:

Das Instandhaltungskriterium unterstellt streng genommen nur den Reparaturfall. Die HSK hat in ihrer Aufsichtstätigkeit in Einzelfällen nach eingehenden Analysen die Praxis, planmässige Wartung während des Leistungsbetriebes durchzuführen, akzeptiert, falls einerseits der passive Einzelfehler ausgeschlossen werden kann (2.1) und andererseits der aktive Einzelfehler auch bei Strangrevision beherrscht wird.

Auf Notstandssysteme wird das Instandhaltungskriterium nicht angewendet, d.h. hier wird gemäss R-101 für Instandhaltung keine zusätzliche Redundanz verlangt.

Beurteilung:

Die Sicherheitssysteme des KKG (mit Ausnahme der Notstandssysteme) erfüllen das Instandhaltungskriterium.

An Sicherheitssystemen führt KKG planmässig während des Leistungsbetriebs sogenannte „Strangrevisionen“ (Wartungsarbeiten) durch, bei denen eine ganze Redundanz einschliesslich passiver Komponenten und Notstromdiesel ausser Betrieb genommen wird. Die Nichtverfüg-

barkeit einer einzelnen Redundanz infolge Strangrevision ist in den Technischen Spezifikationen auf 30 Tage begrenzt. KKG führt jährlich bis zu 7 Strangrevisionen durch und ist bestrebt, die Dauer der Nichtverfügbarkeit infolge Instandhaltung möglichst kurz zu halten (im Durchschnitt ca. 12 Tage). Die HSK hat nach eingehenden Analysen diese Praxis aus oben erwähnten Gründen akzeptiert.

Die Notstandssysteme sind nicht auf das Instandhaltungskriterium ausgelegt. KKG führt trotzdem auch an Notstandssystemen planmässig während des Leistungsbetriebs Strangrevisionen durch. Dies hat zur Folge, dass das Einzelfehlerkriterium nach 2.1 der R-101, dessen Erfüllung auch für Notstandssysteme gefordert ist, nicht mehr eingehalten werden kann. Die HSK hat diese Praxis in ihrer Aufsichtstätigkeit akzeptiert, da es sich beim Notstandfall um ein äusserst seltenes Ereignis handelt, so dass die Nichteinhaltung des Einzelfehlerkriteriums während der kurzen Instandhaltungsperioden sicherheitstechnisch und risikomässig nicht ins Gewicht fällt. Dies hat auch die Gösgen PSA bestätigt. Im Übrigen hat die HSK auch die international sehr unterschiedlichen Auslegungskriterien bezüglich Notstandssystemen in Erwägung gezogen. International werden Kernkraftwerke betrieben (z.B. USA, Frankreich), die nicht über Notstandssysteme verfügen. In anderen Ländern, wie Deutschland, kennt man kein Einzelfehlerkriterium für Notstandssysteme.

Bezüglich der Wartung der Notstandssysteme von KKG ist auch zu beachten, dass es sicherheitstechnische Funktionen gibt, die für Nicht-Notstandfälle benötigt werden, aber von den Notstandssystemen abhängen. Dies trifft zum Beispiel auf die Stromversorgung der Abblaseregelventile zu, die zum Abkühlen der Anlage benötigt werden. Für diese Funktionen ist das Einzelfehlerkriterium nach 2.1 der R-101 während der Wartung am Notstanddiesel nicht mehr gewährleistet. Es sind aber Accident-Management-Massnahmen vorbereitet.

Eine Abweichung bezüglich Instandhaltung von Notstromdieseln ist für die Isolation des Primärcontainments erkennbar. Zitat aus dem Sicherheitsbericht, Seite VI.3.3-2:

„Alle Rohrdurchführungen durch die Sicherheitshülle haben mindestens zwei hintereinander angeordnete Abschlussorgane, von denen das eine über die unterbrechungslose Stromversorgung, das andere über die Notstromschiene versorgt ist.“

Das heisst: Bei Einzelfehler an der unterbrechungslos versorgten Armatur und Instandhaltung am zugeordneten Notstromdiesel versagen 2 hintereinander angeordnete Abschlussorgane.

Die HSK hat diese Abweichung von der Richtlinie toleriert, da es sich bei den betroffenen Systemen einerseits um ausserhalb oder innerhalb des Containments geschlossene Systeme handelt, z.B. Dampferzeugerabschlämmung, Zwischenkühlwasser, Volumenregelsystem oder andererseits um offene Systeme, wie z.B. Lüftungsanlagen mit „Fail-Safe“-Armaturen, die bei Stromausfall schliessen und somit die Isolationsfunktion gewährleisten.

R 101, 2.3 Funktionelle Unabhängigkeit von redundanten Strängen

„Jeder Redundanzstrang eines Sicherheitssystems soll grundsätzlich von den anderen funktionell unabhängig sein, und zwar sowohl maschinentechnisch als auch bezüglich der Versorgung mit Energie, Kühlung, Lüftung usw. sowie der Leittechnik.“

Das Not- und Nachkühlsystem TH, das Nebenkühlwassersystem VE, und das Notspeisewassersystem RS sind so geschaltet, dass die 4. Redundanz den anderen 3 Redundanzen über Rückschlagklappen aufgeschaltet ist. (Diese Schaltung hat sich so ergeben, um die 4 Redundanzen auf 3 Loops aufzuschalten. Damit wurde u.a. erreicht, dass die Primärkomponenten und

das Reaktorschutzsystem weitgehend identisch ausgeführt werden konnten wie in Anlagen mit 4 Loops.) Eine „unzulässige Wechselwirkung“ (Zitat aus der R-101) ist nur dann gegeben, wenn ein Rohrbruch im gemeinsam genutzten Teil, also ein passiver Einzelfehler auftritt. Dieser wird gemäss Punkt 2.1 der Richtlinie (Anwendung der Ausnahmebestimmung) nicht unterstellt.

R101, 2.4 Separation von redundanten Strängen

„Jeder Redundanzstrang eines Sicherheitssystems soll grundsätzlich von den anderen separiert sein“

Die Separation redundanter Stränge dient als Vorsorgemassnahme zur Begrenzung der Folgen anlageninterner übergreifender Ereignisse wie z.B. eines Brandes oder einer Überflutung.

Die Not- und Nachkühlsysteme im Ringraum sind durch Distanz separiert. Diese Eigenschaft teilt das KKG mit der ganzen DWR-Baureihe des gleichen Herstellers. Einige dieser Anlagen weisen im Unterschied zu Gösgen zwecks Erkennung interner Überflutungen geneigte Bodenflächen und Schwellen auf. Dies erlaubt, den von einer allfälligen Leckage betroffenen Strang der Not- und Nachkühlsysteme rasch zu orten. Da die Notkühlsysteme nur in Bereitschaft stehen, ist die Wahrscheinlichkeit eines Lecks im Anforderungsfall vernachlässigbar klein. Der passive Einzelfehler gemäss Punkt 2.1 der Richtlinie wird nicht unterstellt (s. Kommentar zu 2.1 der Richtlinie). Die vorhandene räumliche Trennung zwischen den einzelnen Redundanzen im Ringraum, die z.T. durch bauliche Massnahmen ergänzt ist, wird als ausreichend für die Vermeidung einer unzulässigen Brandausbreitung angesehen. Kreuzungspunkte von Kabeln, die zu unterschiedlichen Redundanzen gehören, sind brandschutztechnisch abgeschottet. Zudem sind in den Kabelräumen Sprinkleranlagen vorhanden.

Gegen die einzige Gefahr, nämlich die Überflutung des Ringraums durch Nebenkühlwasser (Aarewasser aus dem VE-System), wurden Massnahmen getroffen. Die Leitungen des Nebenkühlwassersystems und die Kühler des nuklearen Zwischenkühlsystems sind in abgeschotteten Räumen untergebracht. Diese sind also gegen Überflutung (durch Aarewasser bei laufenden VE-Pumpen) separiert.

R101, 2.6 Automatisieren von Sicherheitsfunktionen

„Die Betriebs- und Sicherheitssysteme sollen derart automatisiert werden, dass bei Auslegungstörfällen keine sicherheitsrelevanten Eingriffe des Betriebspersonals innerhalb der ersten 30 Minuten nach dem auslösenden Ereignis erforderlich werden.“

Die Sicherheitsfunktionen im KKG sind nahezu vollständig automatisiert. Einige Sicherheitsfunktionen sind teilautomatisiert. Bei folgenden Ereignissen sind Personaleingriffe notwendig, wobei ein Eingreifen erst nach 30 Minuten erforderlich wird:

- Abfahren der Anlage mit 100 K/h bei kleinem Leck im Reaktorkühlkreislauf,
- Störung der Speisewasserversorgung aus dem Speisewasserbehälter,
- Dampferzeuger-Heizrohrleck.

Das Personal wird über Sicherheitsgefahrmeldungen optisch und akustisch auf die einzuleitenden Massnahmen hingewiesen und ist im Anforderungsfall bestrebt, die Massnahmen auch vor Ablauf von 30 Minuten einzuleiten. Dies ist zulässig, da es sich um klar geregelte, sicherheitsgerichtete Massnahmen handelt.

Das Abfahren der Anlage bei einem kleinen Leck ist teilautomatisiert und erfordert zur Einleitung lediglich einige einfache Personaleingriffe. Dasselbe gilt für die Speisewasserstörung, bei der die Anlage ebenfalls abgefahren werden muss. Das DE-Heizrohrleck erfordert die komplexesten Handmassnahmen, ist aber trotzdem stärker automatisiert als in DWR anderer Hersteller (N-16 Messung löst RESA und TUSA und Druckhalter-Sprühen aus, so dass die Notkühlkriterien nicht erreicht werden). Bei den meisten anderen Herstellern beginnt der Störfall erst dann, wenn die Notkühlkriterien angesprochen haben. Eine Ausnahme besteht beim Dampferzeuger-Heizrohrleck im Teillastbetrieb (Leistung <30%), wo die N16-Auslösung unwirksam sein kann. Anlagenzustände mit einer Reaktorleistung kleiner 30% treten selten auf, so dass diese Ausnahme akzeptiert werden kann.

R101, 3. Auslegungskriterien für die Nachwärmeabfuhr

3.3.6 Zwischenkühlkreislauf

„Normalerweise soll ein geschlossener Zwischenkühlkreislauf zwischen den Brennelementen und der äusseren Wärmesenke liegen.“

Dies ist normalerweise sichergestellt (Zwischenkühlkreislauf TF).

Das Notstandsystem weist keinen Zwischenkühlkreislauf auf. Dies ist auslegungsgemäss, da im Notstandfall keine Hüllrohrschäden unterstellt werden, und dieser Kühlkreislauf nur im Notstandfall benötigt wird.

R 101, 6. Auslegungskriterien für die Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr bei nicht-naturbedingten äusseren Einwirkungen

„6.3.1 Wenn bei einer der spezifizierten äusseren Einwirkungen das Abschalten des Reaktors und die Isolation des Reaktorkühlsystems über das Reaktorschutzsystem nicht nachgewiesen werden kann, sollen diese Funktionen im Anforderungsfall durch ein gegen diese Auswirkung geschütztes System automatisch ausgelöst werden.“

Die Reaktorschnellabschaltfunktion ist dem ungeschützten Reaktorschutzbereich zugeordnet. Die Reaktorabschaltung erfolgt entweder aufgrund der "Fail Safe"-Auslegung des bestehenden Reaktorschutzsystems bei einem Systemausfall oder durch eine echte Anregung. Damit ist die Forderung sinngemäss erfüllt.

„6.3.3 Die gemäss 6.1 benötigten Funktionen (Abschalten des Reaktors, Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr) sollen möglichst lange, aber mindestens während 10 Stunden automatisch und autark erfüllt werden können.“

Die Auslegung des Notstandsystems beruht darauf, die Anlage im "heiss unterkritischen" Zustand zu halten. Allerdings ist festzustellen, dass bei auslegungsgemäss isoliertem Reaktorkühlsystem das Verhalten der Primäranlage über die Sekundäranlage beeinflusst werden kann. Bei einer Abkühlung infolge eines kleinen FD-Lecks im ungeschützten Bereich mit $dp/dt < 4$ bar/min, wird keine FD-Isolation ausgelöst. Dies führt zu einer Abkühlung des Reaktorkühlkreislaufs und zu einer Reaktivitäts- und Leistungserhöhung des Reaktors. Das Zusatzboriersystem ist nicht dafür ausgelegt, die Unterkritikalität bei solchen Unfallabläufen aufrechtzuerhalten. Eine manuell eingeleitete Frischdampfisolierung wäre erforderlich. Damit wäre das Kriterium 6.3.3 der Richtlinie, welches einen mindestens 10 Stunden dauernden autarken Betrieb der Notstandsysteme fordert, verletzt. Dieser Sachverhalt wurde mit KKG im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung diskutiert. Angesichts der als gering einzustufenden Eintrittshäu-

figkeit für die beschriebene Ereigniskombination erscheinen Nachrüstmassnahmen unverhältnismässig. Die HSK ist mit dieser Bewertung einverstanden.

„6.3.4 Die Stromversorgung ...soll...auch von einer externen Quelle erfolgen können. Erst bei Ausfall der externen Stromversorgung soll auf die interne zurückgegriffen werden.“

Das Notstandssystem hat keine externe Stromversorgung mit Ausnahme der 380 V Anspeisung. Der Notstanddiesel treibt auch direkt die Notstand-Speisewasserpumpe an.

Die Vorschrift 6.3.4 wurde geschaffen, um unnötigen Dieselbetrieb zu vermeiden. Angesichts der reichlichen Ausstattung mit Notstromdieseln im ungeschützten Bereich, und der Staffelung der Notspeisung (zuerst die ungeschützte, dann die geschützte), ist die Zielsetzung in ausreichendem Mass erfüllt.

„6.3.6 Die Anwendung des Instandhaltungskriteriums entfällt“

Dies bedeutet, dass nur das Einzelfehlerkriterium zu erfüllen ist. Das fehlerhafte Offenbleiben eines Dampferzeuger-Sicherheitsventils ist als ein möglicher Fehler ebenfalls zu postulieren, da die Sicherheitsventile mehrere Male angefordert werden können. Bei einem Offenbleiben von Sicherheitsventilen ist mit einer Abkühlung des Primärsystems zu rechnen, was die Unterkritikalität gefährden kann. Für das Aufrechterhalten der Unterkritikalität steht entsprechend den Auslegungsannahmen für den Notstandfall nur das Zusatzboriersystem zur Verfügung, welches bei grösseren FD-Lecks möglicherweise nicht mehr in der Lage ist, die Unterkritikalität aufrechtzuerhalten. Eine Überprüfung hat ergeben, dass die FD-Sicherheitsventile robust ausgeführt sind und über eine relativ gutmütige Charakteristik verfügen. Eine Leckage der Hauptventile könnte primär verursacht werden durch Leckagen an den Vorsteuerventilen. Die Leckage müsste allerdings ein Ausmass erreichen, welches genügt, um das Hauptventil auch gegen einen sinkenden FD-Druck offen zu halten. Eine solch grosse Leckage ist unwahrscheinlich. Es ist demzufolge eher mit einer kleinen FD-Leckage zu rechnen. Im Rahmen der Instandhaltung ist KKG bemüht, die Vorsteuerventile in einem Zustand zu halten, der die Gefahr grösserer Leckagen nach Möglichkeit ausschliessen lässt. Im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit verfolgt die HSK die Zuverlässigkeit der Vorsteuerventile an Hand der Ergebnisse der wiederkehrenden Funktionsprüfungen (Vermeiden von Leckagen) weiter. Angesichts der geringen Eintrittshäufigkeit der Ereigniskombination Notstandfall (mit Ausfall aller Sicherheitsfunktionen, die nicht der Notstandfunktion zugeordnet sind (vgl. Kapitel 5.7) mit einem zusätzlichen Einzelfehler erscheinen Nachrüstmassnahmen unverhältnismässig, dies insbesondere auch bei Berücksichtigung der Tatsache, dass viele, auch moderne Kernkraftwerke, über kein Notstandssystem verfügen.

Von Bedeutung in Bezug auf die Erfüllung des Einzelfehlerkriteriums ist auch die Tatsache, dass die Notstand-Speisung eines DE abgesperrt wird, wenn das DE-Niveau < 5 m ist, und der Druckvergleich > 15 bar beträgt. Mit dieser Massnahme wird ein Rohrbruch im geschützten Bereich, also ein Nicht-Notstandfall beherrscht. Ein Einzelfehler im Notstandfall, z.B. durch eine Fehlauflösung, könnte dazu führen, dass die Nachwärmeabfuhr mit einem Strang des Notstand-Speisewassersystems sicherzustellen ist. Durchgeführte Rechnungen des Anlagenlieferanten haben bestätigt, dass dies möglich ist.

R101, 7. Auslegungskriterien für das Containment

7.3.1 Primärcontainment

„Das System zur Absperrung des Primärcontainment soll in jedem Anforderungsfall, auch bei gleichzeitigem Ausfall der externen Stromversorgungen, seine Funktion schnell und zuverlässig

erfüllen. Das Isolationssystem soll gemäss Kapitel 2 (Allgemeine Auslegungskriterien) ausgelegt werden.“

Diese Forderung ist grundsätzlich erfüllt. Abweichungen wurden bereits unter „R 101, 2.2 Instandhaltungskriterium“ diskutiert.

R101, 7.3.2 Sekundärcontainment

„Das Sekundärcontainment soll folgende Systeme umschliessen:

- - das primäre Containmentsystem mit seinen Durchdringungen,
- - alle Systeme ausserhalb des Primärcontainments, die im Normalfall oder bei einem Störfall Reaktorkühlmittel enthalten.“

Das Volumenregelsystem (Niederdruckbereich) enthält Reaktorkühlmittel und befindet sich ausserhalb des Sekundärcontainments. Die Analyse eines Rohrleitungsbruchs im Volumenregelsystem ausserhalb des Sekundärcontainments zeigt, dass die berechnete Dosis für in der Umgebung wohnende Personen deutlich unterhalb der zulässigen Grenzwerte liegt.

„Das sekundäre Containmentsystem oder der äquivalente Schutz sollen so ausgelegt sein, dass radioaktive Stoffe aus Leckagen der unter den obigen beiden Abschnitten aufgeführten Anlageteile (d.h vor allem das primäre Containmentsystem mit seinen Durchdringungen) entweder zurückgehalten oder kontrolliert an die Umgebung abgegeben werden können.“

Die Lüftungsleitungen des Primärcontainments durchdringen auch das Sekundärcontainment, allerdings ohne Sekundärcontainment-Isolation. Das bedeutet einen Bypass der Leckagen (Dichtungsleckagen der Absperrklappen) zum Sekundärcontainment. Die Absperrklappen (Isolationsventile) des Primärcontainments sind allerdings an das Leckabsaugesystem (TX) angeschlossen, welches allfällige Leckagen ins Containment zurückpumpen soll. Dieses System ist nur 2-strängig und somit bei Annahme eines Einzelfehlers und gleichzeitigem Instandsetzungsfall nicht verfügbar. Deshalb muss im Anforderungsfall und bei gleichzeitiger Nichtverfügbarkeit des Leckabsaugesystems mit der Möglichkeit einer direkten Leckage (in der Grösse der Dichtungsleckage der Absperrklappen) aus dem Primärcontainment in die Umgebung (Abgabe über den Kamin) gerechnet werden. Diese Möglichkeit einer direkten Leckage in die Umgebung ist in den Störfallanalysen des Anlagenbetreibers nicht berücksichtigt. Die in Deutschland üblichen Störfall-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, die die methodische Grundlage für die von KKG eingereichten Störfallanalysen bilden, berücksichtigen eine derartige direkte Leckagemöglichkeit ebenfalls nicht. Eine qualitative Überprüfung durch die HSK hat ergeben, dass die in Verbindung mit der beschriebenen direkten Leckage zu unterstellende Veränderung der rechnerisch ermittelten Strahlenbelastung in der Umgebung im Vergleich zu den vorliegenden Rechnungen gering ist, wenn realistische Annahmen in Bezug auf den Brennstoffschadensumfang, die Leckagegrösse der Absperrklappen und des Druck-Zeit-Verhaltens der Containmentatmosphäre getroffen werden. Zusätzliche Abklärungen erscheinen daher nicht notwendig. Das Leckabsaugesystem TX ist jedoch weiterhin in den Vorschriften des Anlagebetreibers (BHB) als Sicherheitssystem zu behandeln.

3.2.2 Bedeutung der Richtlinie R-102, Flugzeugabsturz

Die HSK-R-102 (1986) gilt für neu zu erstellende Kernkraftwerke. Im Folgenden wird die Bedeutung der Anwendung dieser Richtlinie auf das bestehende KKG (1973 nukleare Baubewilligung, 1978 Betriebsbewilligung) beurteilt.

Das Reaktorgebäude und das Notstandgebäude inklusive ihr Verbindungskanal wurden auf Flugzeugabsturz entsprechend den damals gültigen Auslegungsgrundlagen ausgelegt. Das Konzept für den Schutz gegen Flugzeugabsturz durch räumliche Trennung der im Notstandfall benötigten Gebäude und Ausrüstungen wurde für KKG nicht angewandt.

Bei der Auslegung auf Flugzeugabsturz ging man von folgenden Grundlagen aus: Boeing 707-320 mit einer Masse von 90 t und einer Geschwindigkeit von 370 km/h (102,8 m/s). Daraus wurde nach dem Riera-Modell ein Last-Zeit-Diagramm mit einer maximalen Stosslast von 90 MN, einer maximalen Stosszeit von 330 ms und einer rechteckigen Aufprallfläche von 12,0 auf 3,1 Metern (37.2 m²) abgeleitet. Der Schutz gegen das Eindringen der Triebwerke mit einer Masse von 1830 kg und einem Durchmesser von 1,35 m führte zu einer Mindestwandstärke von 1,2 m (Kuppel). Neuere Untersuchungen für das gleiche Triebwerk haben gezeigt, dass die Wanddicke von 1,2 m als Vollschutz-Dicke betrachtet werden kann.

Die Bemessungsgrundlagen gemäss HSK-R-102 „Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen Folgen von Flugzeugabsturz“ lauten: Militärflugzeug mit einer Masse von 20 t und einer Geschwindigkeit von 215 m/s. Das Last-Zeit-Diagramm weist eine maximale Stosslast von 110 MN und eine maximale Stossdauer von 70 ms auf. Die zugehörige Aufprallfläche beträgt 7 m². Die Penetrationsschutz-Dicke ist mindestens zu 1,20 m und die Vollschutz-Dicke ist mindestens zu 1,50 m anzunehmen.

Der Vergleich der ursprünglichen Auslegung mit den Auslegungsgrundlagen gemäss der Richtlinie HSK-R-102 zeigt folgendes: Die Reaktion des Gebäudes als Ganzes infolge Flugzeugabsturz hängt vom Impuls des Stosses ab. Da der Impuls des Militärflugzeuges ca. halb so gross wie der des Zivilflugzeuges ist, wird das globale Verhalten der Gebäude durch die ursprüngliche Auslegung abgedeckt. Massgebend wird somit das lokale Verhalten der Baustrukturen im Aufprallbereich. Mit 1,20 m Wandstärke ist gemäss HSK-R-102 keine Penetration von Trümmern (Triebwerk) zu erwarten. Für das Flugzeug als Ganzes (gemäss R-102) fehlt der Nachweis einer ausreichend bemessenen Bewehrung im Aufprallbereich.

Die Ansaugöffnungen der Notstandsdiesel sind entsprechend der HSK-R-102 derart räumlich getrennt, dass nicht gleichzeitig der Betrieb von beiden Notstromaggregaten durch Ansaugen von Rauchgasen infolge eines Treibstoffbrandes gefährdet ist. Beim Eindringen von Rauchgasen in das Innere des Notstandsgebäudes erfolgt zum Schutz der leittechnischen Ausrüstungen eine Lüftungsisolierung der betreffenden Räume durch automatisches Schliessen der Brandschutzklappen. Die Umluftkühlung der Notstandsdiesel-Räume bleibt dabei sichergestellt.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass die systemtechnischen Anforderungen und die Penetrations-Mindestbetonwandstärke gemäss HSK-R-102 erfüllt sind.

Der vorhandene Schutzgrad gegen Flugzeugabsturz wird von der HSK als ausreichend bewertet, so dass weitere Nachrüstungen nicht gerechtfertigt erscheinen.

3.2.3 Bedeutung der Richtlinie R-103 für anlageninterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle

Als Folge des Störfalles im amerikanischen Kernkraftwerk TMI und des schweren Reaktorunfalls im Kernkraftwerk Tschernobyl wurde durch die HSK 1987 die Vorbereitung anlageninterner Massnahmen gegen schwere Unfälle zum Schutz des Primärcontainments in den schweizerischen Kernkraftwerken veranlasst. Diese Massnahmen wurden 1989 in der HSK-Richtlinie R-103 zusammengefasst, wobei die konkrete Umsetzung dieser Forderungen anlagenspezifisch

zu erfolgen hat. Die in der Richtlinie R-103 erwähnten anlageninternen Massnahmen bezwecken vor allem die Vermeidung einer Beschädigung des Primärcontainments, betreffen aber auch den Schutz des Betriebspersonals nach einem Unfall sowie die Instrumentierung und Vorgehensregeln zum Eingriff in den Unfallablauf und zur Einschränkung seiner Folgen. Diese Zielsetzungen der Richtlinie sind anlagenspezifisch zu bewerten, wobei insbesondere die seit den 90er Jahren vorhandenen Ergebnisse der werkspezifischen PSA-Studien wichtige Hinweise auf sinnvolle Verbesserungen aufzeigen. Die einzelnen Forderungen der Richtlinie R-103 sind deshalb anhand der vorhandenen Ergebnisse der werkspezifischen PSA-Studien zu werten. Abweichungen von den formalen Forderungen der Richtlinie R-103 sind dann zulässig, wenn das Gesamtrisiko der Anlage insgesamt gering ist und aufgezeigt werden kann, dass die Risikoreduzierung durch die Massnahmen im Vergleich zu den aufzuwendenden Kosten unbedeutend ist oder falls durch andere Massnahmen eine vergleichbare Risikoreduktion erzielt werden kann.

Nachstehend wird auf die Erfüllung der Forderungen der Richtlinie durch KKG eingegangen.

R-103, Pkt. 2.1 Entlastung des Reaktordruckbehälters

„Um die Sequenz „Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters bei hohem Druck (Hochdruckpfad)“ zu eliminieren, soll eine Druckentlastung des Reaktorkühlsystems möglich sein.“

Erfüllung

Eine direkte Entlastung des Reaktordruckbehälters durch Abblasen von Kühlmittel ist im KKG nicht vorhanden. Dies ist in Übereinstimmung mit dem zum Zeitpunkt der Errichtung gültigen und akzeptierten Auslegungskonzept des Anlageherstellers. Das Konzept stützt sich vollständig auf die Verfügbarkeit der sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr ab, die auch entsprechend zuverlässig ausgelegt wurde. In der Zwischenzeit wurde in Deutschland die primärseitige Druckentlastung für Neuanlagen verlangt und für ältere Anlagen nachgerüstet. Die Zweckmässigkeit einer primärseitigen Druckentlastung wurde deshalb durch die HSK detailliert untersucht, wobei, da es sich eindeutig um eine Accident Management Massnahme handelt, die Ergebnisse der anlagenspezifischen Risikostudie bei der Bewertung berücksichtigt wurden.

Es ist darauf hinzuweisen, dass Kernanlagen des Herstellers CE (Combustion Engineering) betreffend Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs zu Gösgen vergleichbar sind: auch diese Anlagen verfügen über eine sehr zuverlässige sekundärseitige Wärmeabfuhr, weshalb die amerikanische Sicherheitsbehörde auf eine Nachrüstung der Möglichkeit der direkten primärseitigen Druckentlastung verzichtete, weil die dadurch erzielbare Risikoreduktion die Nachrüstung nicht rechtfertigte. In Kapitel 7.1.9 wird die durch eine primärseitige Druckentlastung in der Anlage Gösgen mögliche Risikoreduktion detaillierter untersucht.

Mit der Realisierung einer direkten primärseitigen Druckentlastung würde das „defence in depth“-Konzept gestärkt werden, da neben der Möglichkeit eines sekundärseitigen Abfahrens der Anlage eine diversitäre Möglichkeit zur Reaktordruckentlastung geschaffen wird. Die Konvoi-Anlagen wie auch die Vorkonvoi-Anlagen (nachgerüstet) des gleichen Reaktorlieferanten verfügen über die Möglichkeit einer primärseitigen Druckentlastung als Accident-Management-Massnahme, trotz einer vergleichbar hohen Zuverlässigkeit der Systeme und Einrichtungen zur sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr.

Die deutsche Reaktorsicherheitskommission hat im Rahmen der Überprüfung technisch vergleichbarer deutscher KKW mit DWR auf ihrer 238. Sitzung am 23. November 1988 (Pkt.

9.3.2.1) hierzu wie folgt Stellung genommen: „Vorrangiges Ziel bei der Durchführung von Massnahmen zur flexiblen Nutzung vorhandener Systeme ist die Verhinderung eines Kernschmelzens, mindestens aber die Rückhaltung eines beschädigten Reaktorkerns im Reaktordruckbehälter, um ein weiteres Fortschreiten des Unfallgeschehens zu verhindern. Ausserdem sollen bei derartigen Ereignissen Drücke im Primärsystem im Bereich des Ansprechdrucks der Druckhalterventile verhindert werden. Durch eine rechtzeitige Druckentlastung werden die Möglichkeiten für flexible Massnahmen zur Bespeisung des Primärsystems erhöht. Die Betreiber der KWU-Druckwasserreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland haben ein Konzept entwickelt, dem der vollständige Ausfall der sekundärseitigen Wärmesenke durch Versagen aller betrieblichen und sicherheitstechnischen Bespeisungssysteme zugrundeliegt. Vorrangig werden Massnahmen zur Druckentlastung der Dampferzeuger z.B. mit dem Speisewasserbehälter als Druckspeicher oder mit mobilen Systemen vorgesehen. Als Backup-Massnahme ist an das Öffnen der primärseitigen Druckhalterventile zur Druckabsenkung gedacht. Hierzu sind Änderungen in der Ansteuerung und bei älteren Anlagen Änderungen an den Ventilen und Rohrleitungen zur Beherrschung von Wasserlasten erforderlich.“

In Deutschland wurde somit die primärseitige Druckentlastung gefordert bzw. von den deutschen KKW-Betreibern eigenständig vorgeschlagen. Der dadurch erzielte Risikogewinn wurde allerdings nicht im Detail ausgewiesen. Die HSK ist der Ansicht, dass für Nachrüstungen von Accident Management-Massnahmen realistische Kosten/Nutzen-Abschätzungen bei der Entscheidung zu berücksichtigen sind. Bei Neuanlagen ist diese Notwendigkeit nicht im gleichen Umfange gegeben, da solche Massnahmen bereits in der Planungsphase berücksichtigt werden können und deshalb deutlich kostengünstiger ausfallen dürften. Die in Deutschland durchgeführten Nachrüstungen waren ausserdem zum Teil dadurch gerechtfertigt, dass zumindest für einige Anlagen ohnehin eine verbesserte Ausführung der Druckhaltersicherheits- und abblaseventile (höhere Zuverlässigkeit) geplant war.

Die meisten modernen westlichen Druckwasserreaktoren verfügen heute über die Möglichkeit einer primärseitigen Druckentlastung, z.B. Sizewell B und die französischen N4-Anlagen. Entsprechende Massnahmen wurden bereits bei deren Errichtung berücksichtigt.

Die HSK hat im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung geprüft, ob KKG an Stelle der primärseitigen Druckentlastung über technische Möglichkeiten verfügt, die im Vergleich zu anderen modernen DWR als Kompensation für die fehlende direkte primärseitige Druckentlastung angesehen werden können. Dabei wurden speziell die Möglichkeiten der sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr geprüft. Es wurde festgestellt, dass die dafür bei KKG vorhandenen technischen Möglichkeiten denen einer modernen DWR-Anlage in Europa entsprechen.

Kürzlich veröffentlichte Forschungsergebnisse zur Untersuchung der Möglichkeiten der sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr aus einem drucklosen Dampferzeuger haben gezeigt, dass unter ungünstigen Randbedingungen auch nachteilige Folgen für die Kernkühlung auftreten können, die mit einer Umverteilung des Kühlmittels im Reaktorkühlkreislauf (Loop Seal-Akkumulation, Gegenstrom-Begrenzung im Dampfkondensations-Mode), die im Experiment auch zu einer Kernabdeckung mit Kernaufheizung geführt haben, möglich sind. Die existierenden Rechenprogramme spiegeln diese Phänomene nach Kenntnis der HSK nicht adäquat wieder. Zum gegenwärtigen Zeitpunkt kann die HSK die anlageninternen Notfallmassnahmen zur Bespeisung eines drucklosen Dampferzeugers deshalb nicht als vollständig validiert ansehen. Die HSK erwartet zu diesen Experimenten und deren Resultaten eine Stellungnahme und Bewertung seitens des Betreibers.

Die Notwendigkeit einer primärseitigen Druckentlastung ist unter Berücksichtigung der heute vorliegenden Ergebnisse der anlagenspezifischen PSA-Studie nicht gegeben. Die HSK behält sich aber vor, Massnahmen zu verlangen, sollte sich aufgrund neuer sicherheitstechnischer Erkenntnisse eine direkte primärseitige Druckentlastung als sinnvoll erweisen.

Die HSK verlangt aber, dass bereits heute in Vorbereitung einer möglichen Nachrüstung der primärseitigen Druckentlastung folgende Abklärungen durchgeführt werden:

1. *Bis Ende 2002 hat KKG der HSK eine technische Machbarkeitsstudie zur Einführung einer primärseitigen Druckentlastung durch Abblasen von Reaktorkühlmittel oder alternativer Massnahmen in Form einer Variantenstudie vorzulegen. Dabei sind die folgenden Varianten zu untersuchen:*
 - a. *Nachrüstung einer primärseitigen Druckentlastung ohne Hochdruckrezirkulation mittels Not- und Nachkühlsystems,*
 - b. *Nachrüstung einer primärseitigen Druckentlastung in Kombination mit einer Hochdruckrezirkulation mittels Not- und Nachkühlsystems.*

Die untersuchten Varianten sind hinsichtlich des zu erwartenden Sicherheitsgewinns zu bewerten, wobei der Nutzen auch auf der Basis der zu erwartenden Reduzierung der Kernschadenshäufigkeit generell und speziell für Hochdrucksequenzen (Druck grösser als der Ansprechwert der FD-Sicherheitsventile) zu ermitteln ist. Für die untersuchten Varianten ist eine realistische Kostenbewertung vorzunehmen. (Massnahme)

2. *Es ist eine Detailuntersuchung zur Bewertung und Validierung der vorgesehenen Massnahmen für ein sekundärseitiges „Feed and Bleed“ zu erarbeiten. In dieser Studie hat eine anlagenspezifische Umsetzung und Bewertung der vorliegenden experimentellen Arbeiten zur Validierung der sekundärseitigen Notfallmassnahmen, gegebenenfalls ergänzt durch entsprechende rechnerische Analysen, zu erfolgen. Dabei ist insbesondere der Einfluss des automatischen Einleitens der sekundärseitigen Abkühlung zu bewerten (vgl. Kapitel 7.1.9). Bei der Validierung sind alle anlagenspezifisch relevanten auslegungsüberschreitenden Unfallszenarien, die potenziell zu einem Hochdruckkernschaden führen können, zu berücksichtigen. Dazu gehören als auslösende Ereignisse u.a.:*
 - *Station Blackout (<2 Stunden und bis zu 6 Stunden),*
 - *Ein nichtisolierter Frischdampfleitungsbruch ausserhalb des Containments unter Berücksichtigung zusätzlicher Fehlerannahmen,*
 - *Ein kleines Leck im Reaktorkühlkreislauf bei Annahme der Nichtverfügbarkeit der auslegungsgemäss vorgesehenen Massnahmen zur sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr während zwei Stunden,*
 - *Der ATWS-Fall – Totalausfall der Hauptspeisewasserversorgung unter Annahme von Zusatzfehlern,*
 - *Ein Speisewasserleitungsbruch unter Annahme von Zusatzfehlern.*

Eine Begrenzung hinsichtlich der zu berücksichtigenden Mehrfachfehler kann dahingehend gesetzt werden, dass ein Erwartungswert für die bedingte Eintrittswahrscheinlichkeit der Fehlerkombination (Mass für die Zuverlässigkeit der angeforderten Sicherheitssysteme) kleiner als 10^{-6} /pro Anforderung als Abschneidekriterium verwendet werden kann. Die tech-

nische Wirksamkeit der für diese Szenarien vorgesehenen Notfallmassnahmen (auf Ebene der vorgesehenen Ausrüstungen) ist zu belegen.

Die Studie ist bis Mitte 2002 der HSK einzureichen. Im Ergebnis der Studie sind, wenn erforderlich, weitere Massnahmen zur Erhöhung der Wirksamkeit der sekundärseitigen Notfallmassnahmen vorzusehen. (Massnahme)

R-103, Pkt. 2.2 Wasserstoffbeherrschung

„Entsprechende Massnahmen sollen verhindern, dass sich nach einem schweren Unfall Wasserstoff im Containment - global oder lokal- in einer solchen Konzentration ansammelt, dass bei einer Zündung das Containment gefährdet wäre.“

Erfüllung

KKG hat keine speziellen technischen Massnahmen zur Wasserstoffbeherrschung nach einem schweren Unfall getroffen. KKG verfügt über thermische Rekombinatoren, die zur Beherrschung der Folgen einer Wasserstofffreisetzung bei Auslegungsstörfällen bestimmt sind.

Es gibt im Prinzip 3 Möglichkeiten zur Wasserstoff-Beherrschung nach schweren Unfällen:

- H₂-Umwandlung (chemisch) durch Rekombinatoren,
- H₂-Entfernung (Druckentlastung des Containments),
- Verdünnung der Containmentatmosphäre durch Inertierung (Vermeiden eines zündfähigen Gemisches).

Das Notfallhandbuch des KKG enthält Vorschriften zur Vorgehensweise und sieht im Extremfall den Einsatz der gefilterten Druckentlastung zur Reduzierung der Wasserstoffkonzentration im Containment vor. Dies ist jedoch auf Grund der damit möglicherweise verbundenen radiologischen Konsequenzen technisch und politisch nicht unproblematisch. Andere Druckwasserreaktoranlagen haben inzwischen weitergehende technische Massnahmen zur Wasserstoffbeherrschung bei schweren Unfällen getroffen bzw. bereiten gegenwärtig diese Massnahmen vor. International findet der Einsatz von passiven katalytischen Rekombinatoren zunehmend Verbreitung. Nach Angaben der GRS (1997) ist der Einsatz dieser Rekombinatoren in 27 Kernkraftwerken in der Welt vorgesehen oder eine entsprechende Nachrüstung ist bereits erfolgt. Die Frage der Zweckmässigkeit der Nachrüstung von technischen Massnahmen zur Wasserstoffbeherrschung wurde im Rahmen der PSA Stufe 2 ausführlicher untersucht (Kapitel 7.2.2).

R-103, Pkt. 2.3 Flutung des geschmolzenen Kerns

„Um bei einem Kernschmelzunfall mit Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters die Kernschmelze kühlen zu können, soll die Möglichkeit bestehen, den Bereich unterhalb des Reaktordruckbehälters mit Wasser zu fluten und langfristig unter Wasser zu halten. Neben dem Einsatz vorhandener Systeme soll die Flutung auch mittels externem Wasser und ohne Benützung aktiver Komponenten der bestehenden Kern- und Containmentkühlsysteme möglich sein.“

Erfüllung

International wird die Aussenkühlung eines Reaktordruckbehälters mit Wasser bei Vorhandensein eines geschmolzenen Kerns im RDB als wirksamer und möglicher Kühlmechanismus angesehen. Die Wirksamkeit dieser Massnahme konnte aber bisher lediglich für Reaktoren kleinerer Leistung gezeigt werden.

Im Falle des KKW Gösgen sind die geometrischen Verhältnisse im Bereich der Reaktorgrube und zwischen RDB und Abschirmwand so eng, dass weder eine Aussenkühlung noch eine Kühlung der Schmelze nach dem RDB-Versagen möglich ist. Zur Zeit gibt es keine erprobten Massnahmen zur vollständigen Kühlung einer Kernschmelze nach dem RDB-Versagen für einen Reaktor des gleichen Lieferanten. Die Entwicklungen auf diesem Gebiet sind weiter zu verfolgen.

R-103, Pkt. 2.4 Begrenzung des Dampfdrucks in der Containment-Atmosphäre

„Es soll eine Einrichtung zur Verhinderung der Dampfproduktion im Containment oder zur Kondensation des Dampfes aus der Containment-Atmosphäre vorhanden und innerhalb der nötigen Zeit einsatzfähig sein. Diese Einrichtung soll bezüglich aktiver Komponenten unabhängig von den bestehenden Kern- und Containmentkühlsystemen sein und vorzugsweise auf der Einspeisung oder Versprühung von kaltem, externen Wasser beruhen.“

Erfüllung

Wie alle Druckwasser-Reaktoranlagen des gleichen Reaktorlieferanten verfügt KKG nicht über ein Containmentsprühsystem. Bei Auslegungsstörfällen wird die Dampfproduktion mittels der Kernnotkühlsysteme begrenzt, d.h. der Reaktorkern wird bei einem Kühlmittelverluststörfall möglichst schnell geflutet, so dass die Dampfgeneration unterdrückt wird. Für schwere Unfälle sind im KKG keine gesonderten Vorkehrungen getroffen. Die Nachrüstung eines Containment-prühsystems kann auch betriebliche Nachteile (Fehlauslösung) mit sich bringen.

Ein Sprühen mit kaltem Wasser kann auch Nachteile haben, wenn, wie für einen schweren Unfall zu unterstellen ist, Wasserstoff in der Containmentatmosphäre vorhanden ist. Eine Kondensation des Dampfes führt zum Verlust der Dampf inertierung des Containments und könnte im Extremfall zu einer Zündung des Wasserstoffs führen.

Versuche und Rechnungen haben gezeigt, dass ein selbsttätiger Kreislauf der Verdampfung im Containment-Sumpf und der Kondensation an den Einbauten und der Containment-Wand auftritt. Somit ist eine Begrenzung des Dampfdruckes vorhanden, solange die Einbauten noch Wärme aufnehmen können. Als Alternative ist die Containment-Druckentlastung vorhanden, die den Dampfdruck begrenzen kann. Weitere Massnahmen drängen sich nach Auffassung der HSK nicht auf.

R-103, Pkt. 2.5 Containment-Druckentlastung

„Um ein Überdruckversagen des Containments zu verhindern, soll ein gesteuertes Abblasen möglich sein. Das abgeblasene Medium soll über geeignete Einrichtungen zur Reduktion seines Gehalts an radioaktiven Stoffen an die Umgebung abgegeben werden, wobei eine Messung der radioaktiven Abgaben vorzusehen ist.“

Erfüllung

KKG hat ein System der gefilterten Druckentlastung nachgerüstet (s. Kapitel 5.5.7). Allerdings konnten aus messtechnischen Gründen nicht alle Anforderungen der HSK an die Überwachung der radioaktiven Abgaben erfüllt werden. Dieses Thema wird von der HSK weiter verfolgt (vgl. Kapitel 5.18).

R-103, Pkt. 3 Schutz des Betriebspersonals

„Zugang und Aufenthalt des Betriebspersonals einschliesslich Notfallstab sollen für jene Anlagerräume gewährleistet sein, die nach einem schweren Unfall betreten oder besetzt werden müssen. Insbesondere soll der Kommandoraum oder gegebenenfalls eine andere Steuerstelle, welche die notwendige Übersicht über den Zustand der Anlage ermöglicht, sowohl gegen Direktstrahlung als auch gegen das Eindringen luftgetragener radioaktiver Stoffe geschützt werden.“

Erfüllung

Das Notfallkonzept von KKG geht davon aus, dass der Kommandoraum die massgebende Stelle für die Organisation und Kontrolle der anlageninternen Notfallschutzmassnahmen ist und sich das dafür benötigte Personal im Kommandoraum aufhält. Eine spezielle Umluftanlage mit gefilterter Zuluftzufuhr aus dem Schaltanlagegebäude wurde nachgerüstet und 1991 in Betrieb genommen. Pendant ist hingegen der Nachweis des Vorhandenseins zumutbarer radiologischer Aufenthaltsbedingungen für das Personal (Post-LOCA-Studie) (vgl. Kapitel 8.5). KKG hat zugesagt, die entsprechenden Untersuchungen bis Ende Januar 2000 der HSK vorzulegen.

R-103, Pkt. 4: Vorgehensregeln

„Um nach Eintreten eines schweren Unfalls die Kontrolle über die Anlage wiederzugewinnen bzw. um die Folgen zu begrenzen, sollen Vorgehensregeln, die auch die Entscheidungsbefugnisse festhalten, ausgearbeitet werden.“

Erfüllung

KKG verfügt über ein Notfallreglement und hat ein Notfallhandbuch erarbeitet. Dieses wurde in Kapitel 4 des vorliegenden Berichts durch die HSK beurteilt. Die HSK hat alle Schweizer KKW aufgefordert, ein Programm von Massnahmen zur Begrenzung der Folgen schwerer Unfälle mit Kernschaden zu erarbeiten und zu validieren (SAMG - Severe Accident Management Guidance).

KKG verfügt über eine Notfallorganisation, die u.a. unter Beobachtung der HSK regelmässig beübt wird. Diese Organisation ist auch mit der für die Erfüllung ihrer Aufgaben notwendigen Dokumentation ausgestattet.

R-103, Pkt. 5 Störfallinstrumentierung

„Die Störfallinstrumentierung und die Darstellung des Anlagezustands sollen derart ausgeführt werden, dass eine Gefährdung sowohl der Kernkühlung als auch der Containment-Integrität rechtzeitig erkannt wird, die Vorgehensregeln zuverlässig anwendbar sind und das Ausmass der in das Containment und die Umgebung freigesetzten radioaktiven Stoffe abgeschätzt werden kann.“

Erfüllung

Für die bisher im Notfallhandbuch des KKG (s. Erfüllung Pkt. 4) vorgesehenen Massnahmen ist die Instrumentierung des KKG ausreichend. Dies ist dadurch bedingt, dass diese Massnahmen vor allem auf das Vermeiden schwerer Unfälle abstellen, wofür auch herkömmliche 1E-qualifizierte Messtechnik Verwendung finden kann. Der nach der HSK-Empfehlung E-04 (vgl.

Kapitel 3.2.4 und 5.8.4) vorgesehene Umfang an Störfallinstrumentierung, der aus der deutschen KTA-Regel 3502 abgeleitet wurde, ist jedoch derzeit nicht vollständig realisiert.

3.2.4 Bedeutung der Empfehlung E-04, Steuerstellen und Notfallräume

In ihrer Empfehlung E-04 hat die HSK 1989 die Anforderungen betreffend Ausführung und Ausrüstung von Steuerstellen und Notfallräumen für das Accident Management festgelegt. In Bezug auf die Informations- und Bedieneinrichtungen erfüllt die Ausrüstung des Kommandoraums in der Regel die Anforderungen für die anlageninternen Notfallmassnahmen. Dies trifft auch für die internen Kommunikationsmittel zu. Hingegen ist der Notstandleitstand konzeptuell nicht für das Accident Management ausgestattet. Hinsichtlich Instrumentierung und interner Kommunikationsmittel sind somit einige Lücken gegenüber der E-04 erkennbar. Diese sollen nach Ansicht der HSK im Wesentlichen behoben werden (siehe Kapitel 5.8.4).

Im Bereich des Notfallraums sind sowohl in Bezug auf die Übertragung von notfallrelevanten Informationen (z.B. Datenübertragungssysteme), wie auch in Bezug der radiologischen Schutzmassnahmen und der externen Kommunikationsmittel z.T. grosse Abweichungen gegenüber den Empfehlungen der E-04 festzustellen. Ein im Voraus bezeichneter Ersatznotfallraum fehlte bisher gänzlich. KKG hat sich bereit erklärt, einen Ersatznotfallraum festzulegen und technisch den Anforderungen entsprechend auszurüsten (siehe Kapitel 8).

3.2.5 Bedeutung der Richtlinie R-07, Strahlenschutzzonen

Die Richtlinie HSK R-07 „Richtlinie für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes“ legt dar, welche Anforderungen die HSK an die kontrollierten Zonen nach Art. 58 der StSV von Kernanlagen stellt. Dabei werden vier Zonen- und fünf Gebietstypen unterschieden. Die Zonentypen geben dabei Auskunft über die realistisch zu erwartende radioaktive Kontamination, wogegen die Gebietstypen der Abgrenzung von Orten mit erhöhten Dosisleistungen dienen. Die Erfahrungen in den frühen 70er Jahren haben gezeigt, dass ein in der Tiefe gestaffelter Schutz mit vier Zonentypen realisiert werden kann. Für diese vier Zonentypen regelt die Richtlinie die Randbedingungen und gibt Hinweise für ihre Einrichtung sowie Empfehlungen für erforderliche Schutzmittel. Die fünf Gebietstypen haben zum Ziel, ungewollte übermässige Personenbestrahlungen zu vermeiden und die Personendosen so tief wie mit vernünftigen Mitteln erreichbar (ALARA) zu halten. Durch die Abstufung der zulässigen Dosisleistungsbereiche sowie damit verbunden durch Zutrittsbeschränkungen für die betroffenen räumlichen Bereiche soll dieses Ziel erreicht werden. Weiter regelt die Richtlinie in grossen Zügen allgemeine Anforderungen an die bauliche Auslegung und Realisierung von kontrollierten Zonen, an die Anordnung von Komponenten und die Belüftung. Abschliessend präsentiert sie ein Konzept einer Garderobe für den Zugang zur kontrollierten Zone und legt Richtwerte für die zulässige Ortsdosisleistung im Kraftwerksareal ausserhalb der kontrollierten Zone fest.

1994 wurde das neue Strahlenschutzgesetz (StSG) und die neue Strahlenschutzverordnung (StSV) in Kraft gesetzt. Mit der StSV wurden neue Grenzwerte für die zulässigen Dosen für beruflich und nichtberuflich strahlenexponierte Personen festgelegt. Ferner wurden die Dosisfaktoren der einzelnen Nuklide an die neuesten wissenschaftlichen Erkenntnisse angepasst, und es wurde das Konzept der nuklidspezifischen Kontaminationsgrenzwerte eingeführt. Entsprechend wurde die Richtlinie R-07 im Juni 1995 an die neuen Bedingungen der StSV angepasst, wobei sich konzeptionell keine signifikanten Änderungen ergeben haben. Ein detaillierter Vergleich der Zonengestaltung des KKG mit der R-07 ist im Kapitel 4.6.6 angeführt.

3.2.6 Bedeutung der Richtlinie R-41, Berechnung der Strahlenexposition

Die Richtlinie R-41 legt die Grundlagen und Vorgehensweise bei der Berechnung der Strahlendosis der Bevölkerung in der Umgebung von Schweizer Kernanlagen aus Abgaben radioaktiver Stoffe über Abluft und Abwasser fest. Diese Berechnungen werden zur Überprüfung oder Festlegung von Abgabelimiten, zur Überprüfung der Auslegung einer Anlage gegen Störfälle, zur Ermittlung der Dosis der Bevölkerung in der Umgebung aus im Normalbetrieb gemessenen Abgaben und zu ersten Dosisabschätzungen während eines Störfalles verwendet.

Die Dosisberechnungen werden für fiktive, konservativ festgelegte kritische Personengruppen durchgeführt. Die Richtlinie R-41 legt das Dosisberechnungsmodell, die zu berücksichtigenden Lebensgewohnheiten und Expositionspfade sowie das Modell zur Ausbreitung der radioaktiven Stoffe im einzelnen mit mathematischen Formeln und zugehörigen Parameterlisten fest. Im Unterschied zur früheren Praxis, nach der auch KKG ausgelegt wurde, werden heute die Dosen über ein Jahr integriert, sowie die Folgedosen für eine Zeitperiode von 50 Jahren ermittelt. Zudem wird jetzt u.a. die Bodenstrahlung berücksichtigt.

Die Richtlinie R-41, die 1997 definitiv herausgegeben wurde, gilt somit für neue wie auch für bestehende Anlagen. Die HSK hat im Rahmen der PSÜ die R-41 zur Beurteilung von Sachverhalten in den Kapiteln 5.18 und 6.3 verwendet.

4 BETRIEBSFÜHRUNG UND BETRIEBSERFAHRUNG

4.1 ORGANISATION UND AUFGABENBEREICHE

Die HSK hat im Rahmen der PSÜ eine Überprüfung der Organisation und der Zuordnung der Aufgabenbereiche des KKG vorgenommen.

Die Organisation des KKG besteht aus sechs Abteilungen. Die Abteilung Kernbrennstoffe ist direkt der Geschäftsleitung der ATEL unterstellt. Der Aufbau der Organisation stimmt grundsätzlich mit der HSK-R-17 überein. Die Aufgaben, Verantwortlichkeiten und Kompetenzen der Geschäftsleitung und der Betriebsdirektion sind im Kraftwerksreglement geregelt. Im Kraftwerksreglement ist darauf hingewiesen, dass das Unternehmungsziel in der zuverlässigen Erzeugung elektrischer Energie unter Wahrung des Schutzes von Menschen, fremden Sachen und wichtigen Rechtsgütern ausserhalb und innerhalb des Werkareals liegt. Wie vom INSAG-4 Report über Sicherheitskultur gefordert, erfüllt das KKG damit die Forderungen nach Festlegung und Bekanntgabe von übergeordneten Sicherheitszielen (Safety Policy Statement).

Im KKG überwachen und bedienen sechs Schichtgruppen rund um die Uhr den ganzen Anlagenbetrieb und tragen damit entscheidend zum sicheren und zuverlässigen Betrieb der Anlage bei. 16 lizenzierte Pikettingenieure teilen sich ununterbrochen den Pikettdienst. Die Schichtgruppen wechseln sich in einem Rhythmus von Früh-, Spät- und Nachtschicht sowie normalem Tageseinsatz und Freizeit ab. Durch die personenmässig grossen Schichtgruppen garantiert das KKG ihren Operateuren auch regelmässige Erholungs- und Freizeit. Damit erfüllt das KKG die Vorstellungen der HSK, dass der Personalbestand jeder Schichtgruppe so zu bemessen ist, dass neben dem üblichen Aufgabenbereich stets eine genügende Reserve für Unvorgesehenes und für kurzzeitige Stellvertretungen besteht. Um diese auch nach dem bevorstehenden ersten Pensionierungsschub zu garantieren, sollte das KKG weiterhin bestrebt sein, frühzeitig neue Operateure einzustellen und sie dementsprechend auszubilden.

Die Geschäfte des internen Sicherheitsausschusses (ISA) wurden bis Februar 1999 im Rahmen eines Traktandums an der zweiwöchentlich stattfindenden Kadersitzung behandelt. Mindestens einmal jährlich trat der Interne Sicherheitsausschuss zu einer separaten Sitzung zusammen. Die HSK-R-17 wurde damit formal eingehalten. In Vorbereitung auf die OSART-Mission 1999 und nach Prüfung der Zweckmässigkeit hat sich KKG entschlossen, separate Sitzungen des ISA mit fester Traktandenliste einzuführen, die monatlich durchgeführt werden. Nach Auffassung der HSK sollte geprüft werden, ob neben Kaderpersonen und Pikettingenieuren auch externe Experten, die eine unabhängige Position zu sicherheitsrelevanten Fragen beziehen können, als Mitglieder in den ISA aufgenommen werden. *Die Möglichkeit des Einbezugs externer Experten in die Tätigkeit des ISA soll noch einmal geprüft werden. KKG hat hierzu eine Stellungnahme bis Ende 2000 zugesagt (Pendenz).*

Betriebserfahrungen und Vorkommnisse werden im Kraftwerk permanent ausgewertet. Das Melde- und Auswertesystem des Reaktorlieferanten wie auch die aktive Mitarbeit der KKG-Fachleute in mehreren in- und ausländischen Fachgruppen (GSKL, VGB, WANO) bilden zusätzliche Informationsquellen. Beinahe-Ereignisse wurden vom KKG bisher nicht systematisch analysiert, obwohl die Ursachenanalyse von Beinahe-Ereignissen wichtige Hinweise auf Schwachstellen liefern kann. *Im Zusammenhang mit der Überarbeitung der internen Verfahrensregelungen zur Bearbeitung von Vorkommnissen beabsichtigt KKG auch Regelungen zur*

Erfassung und Beurteilung von Beinahe-Ereignissen zu treffen. KKG wird der HSK die entsprechende Verfahrensvorschrift bis Ende 1999 zur Kenntnis vorlegen (Pendenz).

Sicherheitsverstöße von Mitarbeitern werden vom KKG analysiert, um einerseits Ausbildungslücken von Mitarbeitern sowie ergonomische und technische Mängel der Anlage zu ermitteln. Andererseits bedient sich die Kraftwerksleitung dieser Analysen auch, um sich Gewissheit darüber zu verschaffen, dass die Leute ihren Fähigkeiten entsprechend eingesetzt werden. Damit verfolgt KKG die in INSAG-4 vorgeschlagene Praxis, auf Fehler von Mitarbeiterinnen und Mitarbeitern nicht negativ zu reagieren, sondern Fehler vielmehr als eine Information für die Verbesserung von Aspekten in der Betriebsführung zu sehen.

Die Betriebsdirektion des KKG verdeutlicht immer wieder, dass dank der konsequenten Managementpolitik (z.B. Personalauswahlverfahren, Aus- und Weiterbildung), das Personal über einen hohen Stand an Anlagenwissen verfügt und betont, dass die Verantwortung für die nukleare Sicherheit von allen Mitarbeiterinnen und Mitarbeitern getragen wird. Die HSK schätzt und würdigt diese Anstrengungen. Sie vertritt jedoch die Ansicht, dass diese Führungsstrategie durch ein umfassendes Qualitätssicherungssystem ergänzt und umgesetzt werden muss. KKG hat 1999 die Grundlagen eines Qualitätssicherungssystems erarbeitet und das Qualitätssicherungshandbuch der HSK vorgelegt. Das Qualitätssicherungshandbuch wurde Ende Juni 1999 von KKG für die Mitarbeiter als verbindlich erklärt und befindet sich damit in der Einführungsphase. Die HSK wird diese Einführungsphase begleiten. Einige noch fehlende Verfahrensvorschriften werden bis Ende 1999 erarbeitet. *KKG hat vorgesehen, dass das QM-System bis Frühjahr 2000 betriebsbereit sein wird. Die HSK erwartet, dass bis zu diesem Zeitpunkt die Dokumentation des Systems vollständig vorliegt, dass die organisatorischen Strukturen etabliert und die Inhaber von Q-relevanten Funktionen entsprechend ihrer Aufgaben ausgebildet sind. Nach der erfolgreichen Durchführung von Audits und der Umsetzung der dabei festgestellten Abweichungen werden für die HSK die Voraussetzungen für den Abschluss der entsprechenden Pendenz erfüllt sein.*

4.2 PERSONAL

Der Personalbestand des KKG beträgt 377 Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter (Stand Ende 1998), davon gehören 61 zum lizenzierten Betriebspersonal. Mit 6 Schichtgruppen mit je 11 Operateuren (7 Operateure pro Schichtgruppe wären erforderlich) verfügt das KKG über ausreichend Personal, um die Pensionierungen der ersten Kraftwerksgeneration in den kommenden Jahren kompensieren zu können. Während den Jahresrevisionen beschäftigt das KKG auch Fremdpersonal. Mit den Fremdfirmen schliesst das KKG alljährlich Verträge ab, wobei nach Möglichkeit sichergestellt wird, dass immer die gleichen Mitarbeiter im KKG zum Einsatz kommen. Damit ist ein kontinuierlich hoher Anlagenerfahrungsstand unter dem Fremdpersonal gewährleistet. Bei der Anstellung und Beförderung des Eigenpersonals wird neben der fachlichen Eignung zur Übernahme der Funktion auch die persönliche Eignung, für lizenziertes Betriebspersonal sogar in Form eines psychologischen Eignungstests, abgeklärt. Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass die Personalpolitik des KKG den Erwartungen der HSK entspricht.

Für die KKG-spezifische Aus- und Weiterbildung des Betriebspersonals sowie die gesamte Simulatorschulung ist das Ressort Ausbildung der Abteilung Betrieb verantwortlich. Die theoretische Grundausbildung des lizenzierten Betriebspersonals findet an der Reaktorschule des PSI statt. Die Fachabteilungen Chemie und Strahlenschutz, Elektrotechnik sowie Maschinentechnik

sind für die Aus- und Weiterbildung ihrer Angehörigen zuständig und verantwortlich für einen angemessenen Ausbildungsstand des eingesetzten Fremdpersonals.

Ausgangspunkt für die Beurteilung aller Abteilungen bezüglich Aus- und Weiterbildung ist Abschnitt 3.2 „Ausbildung und Lizenzierung“ der HSK-Richtlinie R-17. Die R-27 präzisiert diese Bestimmungen in Bezug auf das lizenzpflichtige Betriebspersonal, die R-37 für Strahlenschutz-Sachverständige, Chefkontrolleure und Kontrolleure.

Die Ausbildung des Betriebspersonals aller Stufen vom Anlagenoperator bis zum Pickettingenieur ist systematisch geplant und dank genauer Dokumentation jederzeit nachvollziehbar. Der Ausbildungsumfang und der zeitliche Ablauf der Ausbildung entsprechen den Vorstellungen der HSK. Es findet eine vorbildliche Lernzielkontrolle statt und die Aufarbeitung erkannter Lücken gewährleistet, dass die Lernziele erreicht werden. Die Grundausbildung an der Reaktorschule umfasst alle benötigten theoretischen Kenntnisse. Die Wiederholungsschulung wird systematisch und langfristig geplant und stellt einen permanent hohen Ausbildungsstand unter Berücksichtigung von Betriebserfahrung, Anlagenänderungen, Vorschriftenänderungen sowie technischem und wissenschaftlichem Fortschritt sicher. Sehr wertvoll ist der planmässige Einbezug aller Pickettingenieure, Schichtchefs und Operateure als Referenten. Das Konzept für die Simulatorschulung wie auch das Kursprogramm basieren auf einer systematischen Bedarfsanalyse. Entwicklung, Vorbereitung und Durchführung der bisherigen Simulatorkurse waren vorbildlich, ebenso die der Requalifikation und dem Schliessen erkannter Ausbildungslücken dienende Teilnehmerbeurteilung. Mit der im Jahr 2000 vorgesehenen Inbetriebnahme des KKG-Simulators wird die einzige zur Zeit bestehende Schwäche der Simulatorschulung, die nicht vollständige Anlagentreue, entfallen. Die umfassende KKG-spezifische Ausbildung des Eigenpersonals der Fachabteilungen ist funktionsgerecht und vermittelt auch die notwendigen Kenntnisse, um die eigene Tätigkeit im Zusammenhang der Gesamtanlage zu sehen. Das Vorgehen der Abteilungen Elektrotechnik und Maschinentechnik bezüglich langfristigem Erhalt und Weitergabe des Fachwissens sowie möglichst grosser personeller Unabhängigkeit von Lieferanten ist sehr zu begrüssen. Alle Strahlenschutz-Sachverständigen, Chefkontrolleure und Kontrolleure werden in von der HSK anerkannten Kursen ausgebildet. Wiederholungskurse gewährleisten einen dauernden hohen Ausbildungsstand. Der Einsatz von Fremdpersonal in allen Fachabteilungen erfolgt unter dem Gesichtspunkt eines hohen Ausbildungsstandes und des Erfahrungsaustausches optimal.

Insgesamt ist die Aus- und Weiterbildung im KKG als sehr gut zu beurteilen, wovon sich die HSK u.a. bei der Teilnahme an den Lizenzprüfungen überzeugen konnte. Alle Anforderungen der HSK-Richtlinien sind erfüllt. *KKG hat zugesagt, dass zukünftig bei der Ausbildung der Pickettingenieure und des Notfallstabs die Kenntnisse über den Verlauf schwerer Unfälle weiter vertieft werden sollen. Dabei werden die kritischen Szenarien aus der Gösigen PSA besondere Beachtung finden. Dies wird zukünftig im Ausbildungsprogramm stärker berücksichtigt werden. Zugleich sollen die in die Notfallorganisation eingebundenen Personen in Stabsarbeit trainiert werden (Pendenz, vgl. Kapitel 8).*

4.3 BETRIEBSVORSCHRIFTEN INKLUSIVE TECHNISCHE SPEZIFIKATION

Zur Wahrnehmung ihrer Verantwortung über die Sicherheit der Anlage hat KKG eine Vielzahl von Vorschriften. Höchste Priorität hat das Kraftwerksreglement, dem weitere Reglemente nachgeordnet sind. Diese Reglemente werden zum Teil auch an anderer Stelle behandelt (Kapitel 4.2, 4.7 und 8).

Vorschriften, die verbindliche Vorgaben für die Betriebsführung der Anlage im Normalbetrieb, bei Störfällen und bei technischen Notfällen enthalten, werden als Betriebsvorschriften bezeichnet.

Für den sicheren Anlagenbetrieb ist das Betriebshandbuch (BHB) massgebend, welches auch die ereignisorientierten Störfallvorschriften enthält. Im Falle von Störfällen wird es in Verbindung mit dem Notfallreglement und dem Notfallhandbuch (NHB) angewendet. Im Notfallreglement wird an Hand von Schutzzielkriterien festgelegt, wann ein Störfall vorliegt und welche Massnahmen vom Personal zu ergreifen sind.

Abweichungen vom BHB sind nur bei Abwendung von Gefahr und bei Vorliegen triftiger Gründe zulässig. Sie sind durch den Pikettingenieur und Schichtchef oder durch die Betriebsleitung, bzw. bei bestimmten Kapiteln durch die Behörde zu genehmigen.

Für die nukleare Sicherheit massgebende Abschnitte wie Teil 1 "Grundsätze", Teil 2 mit den Abschnitten 2.1 "Auflagen und Bedingungen für den sicheren Betrieb", 2.3 "Grenzwerte" und 2.6 "Prüfungen" werden Technische Spezifikation genannt und von der Behörde freigegeben. Änderungen an den Störfallvorschriften (Teil 3) und für das Anfahren und Abfahren der Anlage (Teil 2.4) und Anormaler Betrieb (Teil 2.5) werden der HSK angezeigt. Die weiteren Kapitel im BHB mit Kapitel 4 „Betriebsweise der Systeme inklusive Massnahmen bei Auftreten von Gefahrenmeldungen“ und Kapitel 5 „Anweisungen zur Reaktorschutzprüfung der Systeme“ werden durch KKG eigenverantwortlich betreut.

Die Vorgaben der Technischen Spezifikation werden administrativ sichergestellt. Ihre Einhaltung gewährleistet, dass die Anlage im behördlich genehmigten Bereich betrieben wird. Einerseits durch die unterschiedliche Bedeutung der einzelnen BHB-Kapitel im Sinne von Fahrvorschriften (Kapitel 2.4, 2.5, 4 und 5, deren Einhaltung in Eigenverantwortung des KKG steht) und der Technischen Spezifikation (administrative behördlich freigegebene Bedingungen für den sicheren Betrieb) und andererseits wegen fehlender Informationen in der Technischen Spezifikation ist eine Überwachungslücke entstanden. Die Technische Spezifikation des KKG entspricht daher nicht mehr dem Stand der Technik, weil keine spezifischen Ausfallkriterien, d.h. konkrete Angaben über Parameter, ab wann ein Sicherheitssystem oder eine Komponente als unverfügbar anzusehen sind, enthalten sind. Beispiele hierfür sind:

1. Flutbehälter (Füllstand), Druckspeicher (Füllstand, Druck, Borkonzentration), Zwischenkühlkreislauf (max. Temperatur), DH-Abblasetank (Füllstand, Temperatur), Containment (Temperatur), Ringraum (Temperatur), Notstromdiesel (Füllung Tagestank, Ölstand, Verfügbarkeit der Hilfs- und Versorgungseinrichtungen).
2. Stellung wichtiger Handarmaturen, die für die Funktionstüchtigkeit von Sicherheitssystemen massgebend sind und die nicht vom Kommandoraum aus kontrolliert werden können, wie beispielsweise die Stellung der HD- Ansaugventile im Ringraum. Die Technische Spezifikation enthält nicht in jedem Fall Angaben, wie eine eingetretene Abweichung von der Technischen Spezifikation zu korrigieren ist.

Beispiel: Bei abgeschalteter Anlage während des BE-Wechsels bei geflutetem Reaktorbecken erfolgte fehlerhaft eine Entborierung. Es stellt sich die Frage, durch welche Massnahmen der sichere Zustand wieder erreicht wird, welche temporären Schutzmassnahmen nötig sind (z.B. Personenschutz gegen Strahlung), welche Kontrollen die Wiederherstellung des sicheren Zustandes gewährleisten, etc. Darauf gibt die technische Spezifikation in der derzeitigen Form keine klare Antwort.

Die HSK verlangt, dass für alle Sicherheitssysteme bzw. Reaktorzustände entsprechende Regelungen festgelegt werden, ausser dort, wo eine Wiederherstellung der Forderung der Technischen Spezifikation und damit ein Verschwinden der Gefährdung offensichtlich ist (z.B. Anheben des Füllstandes von Notstandbecken, falls dieser unterhalb der TS-Limite war).

Die Störfallvorschriften (Teil 3 des BHB) haben den Zweck, dem Schichtpersonal im Kommandoraum durch verbindliche Anweisungen wirksame Unterstützung zur Beherrschung von Störfällen zu bieten. Damit wird die Personalbelastung wesentlich reduziert.

Bei Störfällen hat das Schichtpersonal als erstes die Aufgabe, anhand von Alarmmeldungen und Anzeigen im Kommandoraum zu überprüfen, ob automatische Massnahmen eingeleitet worden sind und ob sie auch wirksam werden. Gleichzeitig sind verschiedene Alarmierungen auszulösen (Aufgebot des Pikettingenieurs, des Notfallstabs, etc.)

Der Pikettingenieur soll sich einen unabhängigen Überblick über den Zustand der Anlage verschaffen und zwar mit Hilfe der angegebenen Schutzziele im Notfallreglement. Er übernimmt anschliessend die Notfalleitung bis der Notfallstab handlungsfähig ist.

Das Schichtpersonal orientiert sich primär anhand des Kapitels 3.0 des BHB, d.h. an der ausgelösten Reaktorschnellabschaltung. Das Personal weiss im ersten Moment nicht, welche Art von Störung vorliegt und wird durch Abarbeiten spezifischer Kriterien im Kapitel 3.0 weitergeleitet, um den Störfalltyp zu identifizieren. Dies ist nötig, um den Störfall mit den ereignisorientierten Störfallvorschriften des BHB zu behandeln. Deren Abarbeitung erfolgt dann Schritt für Schritt, wobei neben dem Abfragen vorgegebener Kriterien wie Auslösung wichtiger Reaktorschutzsignale oder Prozessparameter auch manuelle Aktionen durch die Operateure auszuführen sind. Die HSK ist der Auffassung, dass bei diesen ereignisorientierten Störfallvorschriften dem Personal eine systematische Hilfestellung geboten werden muss, wenn einer oder mehrere der vorgeschriebenen Schritte nicht ausgeführt werden können (Komponente unverfügbar oder Fehlfunktion). Da solche Fehler den Störfallablauf verändern können, kann das Personal mit einer völlig fremden Situation konfrontiert werden. Unter solchen Bedingungen erhöht sich das Risiko von Fehlhandlungen, da das Personal durch die Störfallsituation bereits stark belastet ist. Die heute vorliegenden Störfallvorschriften geben den Operateuren nur für einige wichtige Ereignistypen Hilfestellungen. Die HSK verlangt aber eine systematische Einführung solcher Hilfestellungen für alle Störfallabläufe.

Ist der Störfall nicht identifizierbar, erfolgt vorerst keine Schutzzielüberprüfung durch die Schicht. Im BHB ist daher kein Hinweis auf andere Unterlagen angegeben. Erst der Pikettingenieur wird unter Zuhilfenahme des Notfallreglementes weitere Massnahmen anordnen. Bei schnell ablaufenden Ereignissen ist diese Regelung nicht adäquat. Die Schicht muss in solchen Fällen eine Schutzzielüberprüfung nach geeigneten Vorschriften durchführen können.

Aus all den erwähnten Gründen entspricht heute die Unterstützung des Personals durch die vorhandenen Unterlagen nicht mehr dem Stand der Technik und ist zu verbessern.

Notfallhandbuch KKG

Im Notfallhandbuch (NHB) sind technische Massnahmen beschrieben, die auslegungsüberschreitende Störfälle verhindern bzw. die Auswirkungen derartiger Störfälle lindern sollen. Das NHB kommt zur Anwendung in jenen Fällen, wo eine Störfallbehandlung nach BHB nicht zu einer Stabilisierung des Anlagenzustandes geführt hat bzw. wenn die Schutzzielkriterien gemäss Kap. 4 des Notfallreglements nicht mehr eingehalten werden können. Das NHB umfasst zur Zeit neun schutzzielorientierte Notfallvorschriften für sieben spezifizierte Schutzziele.

Die entsprechenden Kapitel enthalten jeweils eine Kurzbeschreibung der Prozedur, ein Flussdiagramm der Handmassnahmen, eine Beschreibung der einzelnen Schritte, Ausführungsexemplare sowie Diagramme, Tabellen und Hintergrundinformationen. Sie weisen bezüglich Aufbau, Übersichtlichkeit, Integration von Grafiken und Diagrammen sowie Informationsgehalt einen guten Standard auf.

Inhaltlich werden Massnahmen zur Gewährleistung der sekundärseitigen Wärmabfuhr, zum primärseitigen Kühlmittelinventar und Wärmetransport sowie eine Notfallprozedur zur Containmentdruckentlastung beschrieben. Eine weitere Notfallmassnahme besteht in der Sicherstellung des Sumpfbetriebs mit verkürzter Nachkühlkette. Diese Massnahme ist in Vorbereitung. Die HSK verfolgt im Rahmen des Severe Accident Management Programmes auch die weitere Entwicklung der Notfallvorschriften und behält sich vor, gemäss dem fortschreitenden Stand von Wissenschaft und Technik weitere Ergänzungen des NHBs zu fordern.

Folgerungen (Pendenz):

Die Überprüfung des BHB und NHB durch die HSK hat ergeben, dass insbesondere die Kapitel 2 und 3 des BHB einer grundlegenden Überarbeitung bedürfen. Die HSK verlangt daher entsprechende Verbesserungen. KKG hat Defizite im BHB und NHB erkannt und eine grundlegende Überarbeitung eingeleitet. Im Zusammenhang mit der Anpassung der Technischen Spezifikation erwartet die HSK ein eigenständiges Dokument, welches unabhängig von den Betriebsvorschriften sein soll. Die Störfallvorschriften sind zu verbessern. KKG legt dazu ein Konzept bis März 2000 vor. Der Termin für die Umsetzung des Konzeptes wird im Rahmen der Konzeptüberprüfung festgelegt.

Bei dieser Überarbeitung sind die folgenden Aspekte zu berücksichtigen:

- a. *Es sind spezifische Ausfallkriterien für Sicherheitssysteme und deren Komponenten in die Technischen Spezifikationen, d.h. konkrete Angaben über Parameter, ab wann ein Sicherheitssystem resp. eine Komponente als unverfügbar anzusehen ist, aufzunehmen.*
- b. *Die Technischen Spezifikationen sind hinsichtlich des Vorhandenseins von Vorgaben zur Korrektur einer festgestellten Abweichung zu überprüfen. Dort wo Lücken festgestellt werden, sind die Technischen Spezifikationen um entsprechende Vorschriften zu ergänzen und es sind Kontrollmassnahmen festzulegen.*
- c. *Alle Reaktorzustände, die vom Normalzustand abweichen und geänderte Schutzeinstellungen erfordern, sind in die Technischen Spezifikationen aufzunehmen.*
- d. *Dem Personal ist bei der Störfalldiagnose bzw. bei der Identifikation des Störfalltyps in den Störfallvorschriften eine bessere Hilfestellung, z.B. durch Störfallentscheidungs bäume, zu geben.*
- e. *Die Schutzzielüberwachung ist im Betriebshandbuch (BHB) zu integrieren.*
- f. *Die Darstellungsart und Schreibweise des BHBs ist zu verbessern.*
- g. *In den Störfallvorschriften sind dort, wo Komponentenfehler den Störungsablauf völlig verändern oder den Anlagenzustand verschlimmern können, Angaben zu machen, wie der neue Zustand am günstigsten bewältigt werden kann. Es sollen auch alle Übergänge zum Notfallhandbuch (NHB) angegeben werden.*
- h. *Der Notstromfall ist in die relevanten ereignisorientierten Störfallvorschriften (BHB Teil 3) zu integrieren.*

- i. Die vorgesehenen Massnahmen zur Wiederherstellung einer Anspeisung der Notstromschienen von einer externen Stromversorgung bei seltenen externen Ereignissen sind in das Notfallhandbuch aufzunehmen.
- j. In die Technischen Spezifikationen des KKG ist eine Festlegung zur Begrenzung der Betriebszeit aufzunehmen, falls ein festgelegter Grenzwert für die Reaktorkühlmittelaktivität erreicht wird.

4.4 VORKOMMNISSE

4.4.1 Meldepflichtige Vorkommnisse

Seit 1980 werden die meldepflichtigen Vorkommnisse im KKG entsprechend der HSK-Richtlinie R-15 systematisch durch die HSK erfasst und bewertet. Seit 1990 erfolgt auch eine Beurteilung nach der INES-Skala. KKG weist eine niedrige Zahl an Vorkommnissen auf, dies lässt Rückschlüsse auf eine gute Betriebsführung zu. Keines der seit 1990 aufgetretenen Vorkommnisse musste höher als in Stufe 0 der INES-Skala (die INES-Skala reicht von 0-7) klassiert werden.

Zusammenfassend zeigte die Untersuchung, dass KKG die Betriebserfahrungen akkurat auswertet, eine hohe Eigenverantwortung übernimmt und dadurch eine hohe Kompetenz für den Betrieb des KKW's aufweist.

Nachstehend werden einige ausgewählte und besonders lehrreiche Vorkommnisse beschrieben.

Fehlschliessen eines Frischdampfisolationsventils mit manueller Pumpenabschaltung und nachfolgender Frischdampfisolierung mit RESA (1980)

Infolge Bedienungsfehler wurde ein Frischdampfisolationsventil fehlerhaft geschlossen. Der Druck im betroffenen DE wurde durch periodisches Abblasen von Dampf über das Frischdampf-Sicherheitsventil gehalten. Um die über den Dampferzeuger an die Sekundärseite abzuführende Leistung zu verringern, wurde die betreffende Hauptkühlmittelpumpe abgeschaltet. Als diese Massnahme wirksam wurde, fiel der Frischdampfdruck nach dem Ansprechen des Sicherheitsventils zu stark ab, wodurch eine Frischdampfisolierung mit Reaktorschnellabschaltung ausgelöst wurde. Durch weitere Folgefehler entstanden Kondensationsschläge in Rohrleitungen im Maschinenhaus.

Als Folge dieses Ereignisses wurde das Schliessverhalten des FD-Sicherheitsventils durch Aufbohren der Enlastungsbohrung von 3,5 mm auf 5,5 mm ertüchtigt, und der gleitende Grenzwert der dp/dt-Schaltung wurde auf 75 bar begrenzt, wodurch nun genügend Abstand zum Ansprechdruck des Sicherheitsventils von 88 bar besteht.

Fehlerhafter Schliessvorgang eines Druckhalter-Sicherheitsventils bei Test (1981)

Bei der jährlichen Wiederholungsprüfung der Druckhalter-Sicherheitsventile mit reduziertem Reaktordruck bzw. -temperatur schloss ein Rückschlagventil in der Steuer-Entlastungsleitung für das Hauptventil nicht. Als Folge blieb das Hauptventil offen. Als Ursache wurde ein Klemmen des Kolbens des Rückschlagventils in der Führung durch unsachgemässe Montage ermittelt. Dieser Fehler wurde behoben, worauf das Ventil wieder einwandfrei funktionierte.

Die Arbeitsanweisung für die Montage dieser Ventile wurde angepasst und neu auch eine Leichtgängigkeits-Kontrolle eingeführt.

Fehlauslösung des N-16 Signals (DE-Heizrohrbruch) wegen Röntgenarbeiten im Containment (1981)

Röntgenarbeiten am Mannloch eines Druckspeichers führten zum Fehlansprechen des Dampferzeuger-Heizrohrbruch-Signals (N16-Signal). Die gemäss Auslegung vorgesehenen automatischen Massnahmen:

- RESA, TUSA verzögert,
- DH-Hilfssprühung ein,
- Absenkung des FD-Max.-Druck-Sollwertes

wurden ausgelöst. Das N-16-Signal verschwand ca. eine Sekunde nach dem Ansprechen. Dadurch wurde das TUSA-Signal fehlerhaft unverzögert ausgelöst, da das N16-Signal zum damaligen Zeitpunkt nicht auf einen Speicher geführt wurde. Weiterhin wurde festgestellt, dass die Hilfssprühung auf Grund der vorhandenen Steuerung nur für 80 s wirksam war, unabhängig davon, ob das N-16-Signal anstand oder nicht. Auf Grund der kurzen Sprühdauer wurde der Kühlmitteldruck (KMD) nur auf ca. 130 bar abgesenkt statt auf 87 bar.

Als Folge dieses Ereignisses wurden ein Speicher für das N16-Signal sowie das Ausschalten der Teilsteuerung „Hilfssprühung TA“ durch das N16-Signal nachgerüstet. Damit ist die Druckabsenkung auf 87 bar bei DE-Heizrohrbruch sichergestellt.

Durch die rasche Druckabsenkung bei einem DE-Heizrohrbruch wird erreicht, dass die Leckage vom Reaktorkühlkreislauf zum Sekundärkreislauf stark sinkt, so dass diese mit dem Volumenregelsystem überspiesen werden kann. Damit wird das Ansprechen der Sicherheitseinspeisung verhindert.

Verlust der Verbindung zwischen Hauptkühlmittelpumpenlaufrad und Antriebswelle (1985)

Ein Wellenbruch führte zum Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe. Dieser Fehler war nicht direkt erkennbar. Der Wellenbruch wurde auf Grund der folgenden Parameter erkannt:

- die Aufwärmspanne im betroffenen Loop 1 fiel auf Null,
- die Leistungsaufnahme des Pumpenmotors fiel auf weniger als die Hälfte,
- die FD-Mengen der Dampferzeuger 2 und 3 stiegen kurz auf Endausschlag und stabilisierten sich dann etwa auf dem Volllastwert, während jene des DE 1 auf einen sehr kleinen Wert abfiel,
- die kurzzeitkorrigierte thermische Reaktorleistung fiel innert weniger Sekunden auf unter 70 % ab und stabilisierte sich dort, während die Generatorleistung von der FD-Min-Druckregelung angepasst wurde.

Obwohl dieser Fall nicht durch das Reaktorschutzsystem über einen speziellen Grenzwert abgedeckt war, sind keine Brennelementschäden aufgetreten.

Die Welle wies zwei Schadensbereiche auf:

- Totale Trennung der Welle zwischen oberem Nabenende und Keilbahn des Laufrades.
- Wellenanriss am oberen Anschlag des Stillstandringes.

Als Sofortmassnahmen wurden die defekten Teile ersetzt bzw. repariert und die kritischen Stellen der anderen Pumpen überprüft.

Heute besitzen die Pumpen neue Wellen und Laufräder, bei denen die Verbindung Welle zu Laufrad durch eine Verzahnung erfolgt. Ausserdem besitzen die Wellen eine Zentralbohrung, durch die zerstörungsfreie Prüfungen erfolgen können. Ein Wiederauftreten eines Wellenbruchs kann mit hoher Wahrscheinlichkeit ausgeschlossen werden.

Brennstabschäden als Folge von Querströmung (Baffle-Jetting), Bruch von Kernumfassungsschrauben (1986)

Leicht erhöhte Aktivität im Reaktorkühlkreislauf deutete auf Brennstabschäden hin. Die im Revisionsstillstand durchgeführten Inspektionen haben mechanische Schäden an drei Brennstäben in zwei Brennelementen gezeigt, und zwar infolge zu starker Querströmung durch einige geöffnete Spalten in der sogenannten Kernumfassung. Die Brennstäbe waren im oberen Bereich durchtrennt. Die Ursache der Spaltöffnungen waren einzelne durch Spannungsrisskorrosion beschädigte Schrauben der Kernumfassung.

Aufgrund von Kontrollen und Berechnungen ergab sich die Notwendigkeit von Anpassungsarbeiten an dieser Umfassung zur Änderung der Druckverhältnisse (Vergrösserung der Bypassöffnungen durch Bohrungen in der obersten Formrippe). Dadurch, sowie durch den zeitweiligen Ersatz gefährdeter Brennstäbe durch Stahlstäbe konnten weitere Schäden an Brennelementen verhindert werden.

In den folgenden Revisionen wurden alle Kernumfassungsschrauben ausgewechselt, wobei Material mit geringerer Empfindlichkeit gegen Spannungsrisskorrosion verwendet wurde (Austausch von Inconel gegen Austenit).

Fehlschliessen eines Frischdampf-Isolationsventils mit manueller Pumpenabschaltung und RESA (1989)

Bei einer Reaktorschutzprüfung erfolgte durch Bedienungsfehler ein Fehlschliessen eines FD-Isolationsventils. Nach 12 Sek. löste der Operateur nach Betriebsvorschrift die Abschaltung der betreffenden Hauptkühlmittelpumpe aus. Die damalige Vorschrift stellte darauf ab, eine Reaktorschnellabschaltung (RESA) unter Schonung des FD-Sicherheitsventils zu vermeiden. Trotzdem sprach nach 3 Sek. RESA über DNB in einem anderen Loop an. Die Ursache war die nicht loopbezogene Auslösung der DNB-RESA, welche aber bei Gesamtanlage-Transienten, für welche der DNB-Schutz gedacht ist, keine Rolle spielt. Als Konsequenz aus dem Ereignis wurde die Betriebsvorschrift so geändert, dass bei einer fehlerhaften Frischdampfisolationsventil in jedem Fall RESA auszulösen ist. Um unnötige Handeingriffe bei Betriebsstörungen zu vermeiden, sowie zur Vermeidung eines zu häufigen wiederholten Ansprechens des FD-Sicherheitsventils, erachtet die HSK die Nachrüstung eines RESA-Signales FD-Druck hoch für zweckmässig (vgl. Kapitel 5.6.1).

Unterschreiten der für BE-Wechsel vorgeschriebenen Borkonzentration (1992)

Beim Abfahren der Anlage zum BE-Wechsel wurde zur Sicherstellung der erforderlichen Abschaltreaktivität das Kühlmittel auf die damals erforderliche Borkonzentration von 2200 ppm aufboriert. Diese wird durch Probenahme mittels eines Titrators gemessen. Als man zum Auffüllen der Reaktorgrube Borwasser aus den Flutbehältern (ebenfalls 2200 ppm) einspeiste, zeigte die Probenahme einen Konzentrationswert von weit über 2200 ppm. Daraus wurde richtigerweise geschlossen, dass die vorangegangene Eichung des Titrators fehlerhaft war. Die Nacheichung ergab eine Abweichung von 8%, d.h. der Kreislauf war nur auf etwa 2040 ppm aufboriert. Ursache für die Fehleichung war eine Fehlinterpretation eines Korrekturfaktors für eine zur Eichung

nötige Hilfslösung. Die Anweisung wurde verbessert, eine Wiederholung ist damit unwahrscheinlich.

Startversagen bei Probelauf eines Notstanddiesels (1996) wegen mangelnder Schmierfähigkeit des Brennstoffs

Nach Abschluss der Revision startete der Diesel bei der Funktionsprüfung nicht. Vorgängige Handstarts verliefen erfolgreich. Nach Wechseln der Einspritzpumpe wurde die Funktionsprüfung erfolgreich wiederholt. Ursache der Störung war eine Schwergängigkeit im Verstellgestänge der Reiheneinspritzpumpe des Diesels. Es zeigte sich, dass diese Schwergängigkeit mit der reduzierten Schmierfähigkeit des neuen ÖKO-Dieseltreibstoffs gemäss Luftreinhalteverordnung zusammenhing. Der verringerte Schwefelgehalt (<0,05%) reduziert auch die Schmierfähigkeit, wodurch das Verstellgestänge verklemmte und die Pumpe nicht mehr geregelt wurde. Es wurde eine Reihe von Massnahmen zur Lösung des Problems unternommen, wie z.B. Abklärung mit dem Treibstofflieferanten über den Einsatz von Additiven zur Verbesserung der Schmierfähigkeit.

4.4.2 Ereignisse in anderen Kernkraftwerken

Sowohl der Anlagenbetreiber wie auch die HSK werten regelmässig Ereignisse in ausländischen Kernanlagen aus. Lehren, die aus diesen Ereignissen gezogen werden können, werden, falls erforderlich, im KKG umgesetzt. Dieser Lerneffekt durch den Erfahrungsaustausch sowohl zwischen Betreibern wie zwischen Behörden stellt eine wichtige sicherheitstechnische Aufgabe dar und hat daher hohe Priorität. KKG kommt dieser Aufgabe in ausreichendem Masse nach. Im Folgenden werden einige Ereignisse mit Einfluss auf die nukleare Sicherheit erwähnt. Die hier berücksichtigten Ereignisse können wie folgt aufgeteilt werden:

- Dampferzeuger-Heizrohrbruch (z.B. Mihama-2 1991, McGuire 1 1989, Ginna 1982),
- Potenzieller Kühlmittelverlust ausserhalb des Containments (Biblis A 1987),
- Versagen der automatischen Reaktorschnellabschaltung durch Versagen zweier Schalter (Salem-1 1983),
- Verklemmte Steuerstäbe (z.B. Doel 4 und Tihange 3 1996, Wolf Creek 1996 u.s.w.),
- Unbemerkte Entladung einer (von zwei) Batterien (Bugey-5, 1984),
- Fehlerhafte Entborierung durch Wassereinbruch in den Reaktor (z.B. Beznau II 1986, Le Blayais-4 1990),
- Instrumentierungsfehler Reaktorfüllstandsmessung (z.B. Gundremmingen 1996),
- Risse an Deckeldurchdringungen des RDB (z.B. Bugey -3 1991 und weitere Anlagen),
- Korrosion an Verschraubungen im Reaktorkühlkreislauf (z.B. Doel-3 1987),
- Grossbrand (z.B. Mühleberg 1971, Browns Ferry 1975),
- Bruch der Speisewasserleitung (Surry 1986, Loviisa-1 1990, Loviisa -2 1993),
- Nichtansprechen eines FD-Sicherheits- und -abblaseventils bei Anforderung (Unterweser, 1998).

Mit Hinblick auf KKG sind die DE-Heizrohrbrüche von praktischer Bedeutung, da es sich hierbei um einen Auslegungsstörfall handelt, sowie das Ereignis in Unterweser im Sinne der Beurteilung möglicher Konsequenzen bei Nichtansprechen eines FD-Sicherheitsventils.

Bisher ist im KKG noch kein Dampferzeugerheizrohrbruch aufgetreten. Eine Besonderheit dieses Ereignisses besteht darin, dass die erste Barriere (das Reaktorkühlsystem) durchbrochen wird und dass durch einen weiteren Fehler (Offenbleiben eines DE-Sicherheitsventils) eine direkte Verbindung vom Reaktor nach aussen vorhanden sein kann (Containmentbypass). Ausserdem können weitere Effekte auftreten, z.B. Überfüllen des betroffenen Dampferzeugers. Bei den an ausländischen Anlagen bisher aufgetretenen Dampferzeugerheizrohrbrüchen sind keine oder sehr geringe radiologischen Folgen festgestellt worden.

Die Beherrschung des Dampferzeugerheizrohrbruchs ist im KKG in grösserem Umfang automatisiert als in den meisten anderen Anlagen. Auch auf dem Simulator wird dieses Störfallszenarium intensiv geübt. Deshalb kann erwartet werden, dass dieser Störfall im KKG beherrscht wird.

Das Ereignis in Unterweser (1998), wo bei einer Anforderung (Abschaltung der Turbine bei 60%-Leistung mit nicht verfügbarer Turbinenumleitstation mit nachfolgendem Abblasen über die FD-Sicherheits- und -abblaseventile) die Nichtverfügbarkeit eines der angeforderten Ventile festgestellt wurde, ist hinsichtlich der Ursachen nicht direkt auf KKG übertragbar. Eine Auswertung des Ereignisses durch die HSK hat jedoch aufgezeigt, dass die in Unterweser vorhandene Auslösung einer Reaktorschnellabschaltung bei „FD-Druck hoch“ sich auch in KKG bei ähnlichen Transienten als nützlich erweisen kann.

Für die anderen oben aufgeführten Störfälle, die sich auf KKG prinzipiell übertragen lassen, ist KKG dank sorgfältiger Betriebsführung gut gerüstet. Dank guter Brandschutzvorsorge kann ein Grossbrand mit an Sicherheit grenzender Wahrscheinlichkeit ausgeschlossen werden.

4.5 INSTANDHALTUNG UND ALTERUNGSÜBERWACHUNG

Die Instandhaltung umfasst Massnahmen zur Bewahrung und Wiederherstellung des Sollzustandes sowie zur Feststellung und Beurteilung des Istzustandes von Komponenten eines Systems. Demzufolge werden im KKG sämtliche Wartungs- und Unterhaltsarbeiten, Prüfungen, Inspektionen, usw. unter Instandhaltung eingereicht.

Die Instandhaltungsarbeiten werden während des jährlichen Brennstoffwechsels und während des Leistungsbetriebs (geplante Strangrevisionen, Reparaturen) durchgeführt.

Der Umfang und die Periodizität der Instandhaltungsarbeiten werden im Betriebshandbuch (BHB) für sicherheitsrelevante Einrichtungen festgehalten und nach entsprechenden Prüfvorschriften durchgeführt. In der Regel werden die Instandhaltungsarbeiten von der Planung des Umfanges bis zur Ausführung mit eigenem Personal, zumindest unter Leitung eines KKG-Mitarbeiters, erledigt.

Anlässlich der Instandhaltungsarbeiten gesammelte Erfahrungen werden mittels Änderungsanträgen, durch Anpassungen der Prüfvorschriften und Berücksichtigung festgelegter Massnahmen in den Revisionsprogrammen berücksichtigt.

4.5.1 Instandhaltung Maschinentechnik

Die HSK hat im Rahmen der PSÜ das im KKG angewandte Konzept für die Instandhaltung auf dem Gebiet der Maschinentechnik geprüft.

Die im Konzept dargestellte Instandhaltung entspricht dem Stand der Technik und wird auch in anderen vergleichbaren Anlagen sinngemäss mit ähnlichen Mitteln durchgeführt.

Zu bemängeln ist, dass die Instandhaltung im KKG bisher nicht durch eine unabhängige Qualitätsmanagement-Organisation gestützt wurde. KKG hat zwischenzeitlich ein QS-Handbuch erarbeitet und wird voraussichtlich im Frühjahr 2000 über ein vollständiges funktionierendes Qualitätsmanagementsystem verfügen (vgl. 4.1).

Das Wiederholungsprüfprogramm für die mechanischen Komponenten mit nuklearer SVTI-Abnahmepflicht erfüllt die Anforderungen der Festlegung NE-14 und beinhaltet darüber hinaus zusätzliche Prüfungen.

Andererseits haben in der vergangenen Dekade der Fortschritt der Technik, die Betriebs- und Prüferfahrung und verbesserte Methoden der Risikobetrachtung auf dem Gebiet der Wiederholungsprüfungen zu Erkenntnissen, Einsichten und Entwicklungen geführt, die Anlass sein müssen, bestimmte grundlegende Forderungen der Festlegung NE-14 stärker zu gewichten als bisher und Neubewertungen vorzunehmen.

Die Festlegung NE-14 betont, dass jedes Prüfverfahren spezifische Eigenschaften aufweist, die es zur Ermittlung bestimmter Fehlerarten unter bestimmten Bedingungen besser qualifizieren als andere, und fordert, dass zur Lösung einer Prüfaufgabe „das geeignetste Verfahren“ verwendet werden soll. Diese Eignung in einem kontrollierten Qualifizierungsverfahren zu bestätigen, hat sich auf Grund internationaler Ring-Versuche und praktischer Erfahrungen als wichtig erwiesen. Vertreter der europäischen Aufsichtsbehörden haben dazu in dem Konsensdokument EUR 16802 EN generelle Anforderungen und Empfehlungen formuliert. Nationale Anforderungen zur Qualifizierung von Prüfverfahren und Prüfpersonal sind in den einzelnen Staaten entweder bereits kodifiziert oder in Vorbereitung. *In der Schweiz werden Qualifizierungen nach ENIQ² nach Priorität durchzuführen sein. Die Priorität muss sich nach der Bedeutung der Prüfung für die Sicherheit und nach dem Grad bestehender und dokumentierter Qualifikationen richten. KKG wird in einem ersten Schritt den Qualifizierungsbedarf für die im KKG durchgeführten Wiederholungsprüfungen ermitteln und die HSK vom Ergebnis bis Ende 1999 in Kenntnis setzen. Nach Vorliegen einer Richtlinie zur Art und Weise der vorzunehmenden Qualifizierungen für Schweizer KKW wird KKG mit entsprechenden Qualifizierungsarbeiten beginnen. (Pendenz)*

Die Festlegung NE-14 teilt die Komponenten der Sicherheitsklasse 2 in die Kategorien 2.1 und 2.2 mit unterschiedlicher Prüfpflicht ein. Die Einteilung geschieht auf Grund von Beanspruchung und Schadensanfälligkeit der Komponenten und auf Grund ihres „Gefährdungspotentials“ bei Versagen. Die NE-14 verpflichtet den Betreiber, alle Systeme und Komponenten der Sicherheitsklasse 2 sehr sorgfältig daraufhin zu prüfen, welcher Kategorie sie auf Grund der angegebenen Kriterien zuzuweisen sind. Seitdem diese Einteilung gemacht wurde, sind neue Erkenntnisse über Schadensanfälligkeiten (z.B. Spannungsrisskorrosion, Erosionskorrosion und bei der Auslegung nicht berücksichtigte thermische Schichtungen) hinzugekommen. *KKG wird die Einteilung in die Kategorien 2.1 und 2.2 entsprechend dem Anliegen der NE-14 auf Übereinstim-*

² ENIQ: European Network for Inspection Qualification

mung mit dem Stand von Wissenschaft und Technik zu überprüfen. Diese Überprüfung wird im Rahmen der Überarbeitung der Komponentenprüfpläne über das laufende 10-Jahres-Intervall der Wiederholungsprüfungen durchgeführt werden. Die HSK empfiehlt, dabei die Gesichtspunkte des Alterungsüberwachungsprogramms zu berücksichtigen. (Pendenz)

Die HSK wird diese Frage im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit weiter verfolgen.

4.5.2 Instandhaltung Elektrotechnik

Die HSK konnte sich im Rahmen des Freigabeverfahrens sowie durch Inspektionen der Instandhaltungsarbeiten von ihrer Wirksamkeit und professionellen Durchführung sowie von der Einhaltung der an die Instandhaltung gestellten Forderungen überzeugen.

Dank guter Instandhaltung erfüllen die Systeme, Anlagen und Komponenten sowohl der Starkstromtechnik wie auch der Leittechnik ihre Aufgabe einwandfrei sowohl in konzeptioneller als auch funktioneller Hinsicht.

4.5.3 Alterungsüberwachung

Die HSK hat 1991 die Kernkraftwerks-Betreiber aufgefordert, ein Alterungsüberwachungsprogramm auszuarbeiten und zu implementieren. Dieses Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) hat alle Massnahmen zur rechtzeitigen und zuverlässigen Erkennung, Behebung, Milderung oder Kompensation der Alterung jener Anlagenteile zu umfassen, deren Integrität und Funktion für die Sicherheit der Anlage notwendig sind. Diese Massnahmen enthalten die systematische komponenten- oder systemweise Erfassung der möglichen Alterungsmechanismen, die frühzeitige Erkennung der Alterungsvorgänge und eine sicherheitstechnische Bewertung von bereits eingetretenen Alterungseffekten. Diese Informationen und die daraus abgeleiteten werk-spezifischen Massnahmen werden in Komponentensteckbriefen zusammengefasst.

Im Zusammenhang mit dem AÜP ist die Vollständigkeit der Wiederholungsprüfprogramme, der periodischen Inspektionen und Funktionsprüfungen zu prüfen.

Im Rahmen der GSKL koordinieren die Schweizer KKW-Betreiber ihre Anstrengungen zur Erarbeitung eines derartigen Programmes. KKG hat bisher einige Komponentensteckbriefe für maschinentechnische Komponenten der SK1 und ausgewählte Steckbriefe für elektrotechnische Komponenten vorgelegt. In der Bautechnik liegen die Steckbriefe für das Reaktorgebäude vor, teilweise bereits mit den eingetragenen aktuellen Inspektionsergebnissen. Für die weiteren sicherheitstechnischen Gebäude sind die Steckbriefe noch einzureichen. Weiterhin fehlen noch die Steckbriefe für die Dampferzeuger und alle Armaturen und Rohrleitungen der SK1 ausser der Hauptkühlmittelleitung.

Steckbriefe für die SK 2 und SK3 fehlen, mit Ausnahme der Kerneinbauten, vollständig, ebenso wie für die Mehrzahl der elektrotechnischen Ausrüstungen.

KKG arbeitet gegenwärtig an der Vervollständigung des Alterungsüberwachungsprogramms. Es wird erwartet, dass KKG (Pendenz):

- *das noch ausstehende AÜP-Dokument für die Dampferzeuger (SK1) bis Ende 1999,*
- *die AÜP-Dokumente der restlichen Armaturen und Rohrleitungen der SK1 bis Ende 2000,*
- *das Alterungsüberwachungsprogramm für das Stahl-Containment (SK 2) bis Mitte 2000,*
- *eine QS-Verfahrensvorschrift zur Alterungsüberwachung bis Mitte 2000 und*

- die für die Bautechnik vereinbarten Steckbriefe bis Ende 2000 einreicht.

Gegenwärtig ist die weitere Vorgehensweise in Bezug auf die mechanischen Komponenten der SK2 und SK3 unklar. KKG strebt hier eine einheitliche, mit der GSKL abgestimmte Vorgehensweise an. In Abhängigkeit vom Abschluss eines GSKL-Pilotprojekts des KKL unter Mitwirkung der HSK wird KKG mit der Erarbeitung der Steckbriefe für die mechanischen Komponenten der SK2 und SK3 in einem dann abgestimmten Umfang beginnen. *Einen konkreten Plan für die Vorgehensweise bei der Alterungsüberwachung für die Komponenten der SK2 und 3 sowie weiterer sicherheitsrelevanter Komponenten ist der HSK bis Mitte 2000 einzureichen. (Pendenz)*

KKG arbeitet ebenfalls an den AÜP-Steckbriefen für elektrische Komponenten. Die HSK erwartet, dass die Erarbeitung der restlichen Steckbriefe für 1E-Komponenten innerhalb des Reaktorgebäudes durch KKG bis Ende 2000 abgeschlossen wird. (Pendenz)

Die HSK wird die weitere Umsetzung des Alterungsüberwachungsprogrammes wie bisher im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit verfolgen.

4.6 OPERATIONELLER STRAHLENSCHUTZ

Es werden die folgenden Aspekte zum operationellen Strahlenschutz behandelt:

- Kollektiv- und Individualdosen,
- Strahlenschutz-Ausbildung des Personals,
- Strahlenschutzplanung und Optimierung,
- Dosisleistung und Kontaminationen in der Anlage,
- Massnahmen zur Reduktion der Dosis,
- Kontrollierte Zonen,
- Lüftungsanlagen,
- Instrumentierung für den operationellen Strahlenschutz,
- Sanitätsdienst in der kontrollierten Zone.

4.6.1 Kollektiv- und Individualdosen

Der Jahresgrenzwert der Strahlenschutzverordnung (StSV) für die Individualdosis von 20 mSv wurde für Eigen- und Fremdpersonal eingehalten. Der Jahresrichtwert der Richtlinie HSK-R-11 für die Kollektivdosis von 4 Personen-Sv pro Anlage ist eingehalten. Der absolute Betrag der Kollektivdosis und die mittleren jährlichen Individualdosen sind während der letzten Jahre im KKG tief gewesen.

4.6.2 Strahlenschutz-Ausbildung des Personals

Die StSV fordert, dass beruflich strahlenexponiertes Personal entsprechend seiner Aufgaben und Kompetenzen in Fragen des Strahlenschutzes aus- und weitergebildet wird.

Das Schichtpersonal erhält nebst der anlageninternen Schulung eine stufengerechte Grundausbildung in Strahlenschutz an der Reaktorschule des PSI. Diese Ausbildung wird alle zwei Jahre an entsprechenden Wiederholungskursen aufgefrischt. Das übrige beruflich exponierte

Betriebspersonal erhält einen Grundkurs in Strahlenschutz und eine Wiederholung im Abstand von 5 Jahren.

Das Strahlenschutz-Eigenpersonal wurde entsprechend der Richtlinie HSK-R-37 ausgebildet.

Alle beruflich strahlenexponierten Personen (einschliesslich Fremdpersonal), die in der kontrollierten Zone arbeiten, erhalten eine Strahlenschutz-Grundbelehrung gemäss Art. 10 der StSV. Im KKG erfolgt diese Grundausbildung durch einen deutschsprachigen Videofilm, der die Verhaltensregeln in der kontrollierten Zone, die Grundregeln des Strahlenschutzes und die einschlägigen Vorschriften vermittelt. Der bisher verwendete Videofilm machte jedoch nicht auf die Risiken einer Strahlenexposition aufmerksam, welche sich durch Fehlverhalten ergeben könnten, noch informierte er über die Gefahren, die sich aus der Arbeit mit ionisierender Strahlung ergeben könnten. KKG hat daher die Grundausbildung dahingehend ergänzt, dass zusätzlich zum gezeigten Videofilm ein Beiblatt abgegeben wird, in dem auf die Risiken im Umgang mit ionisierender Strahlung und die Folgen von Fehlverhalten hingewiesen wird. Bei der nächsten geplanten Revision des Videofilms wird dessen Inhalt entsprechend angepasst.

Die Strahlenschutzausbildung erfolgt im KKG sach- und stufengerecht und kann, auch im Vergleich mit den in der Schweiz üblichen Massnahmen, als gut bezeichnet werden.

4.6.3 Strahlenschutzplanung und Optimierung

Eine nachvollziehbare Strahlenschutzplanung und Optimierung von Arbeiten mit Strahlenexposition wird in Art. 6 der StSV gefordert. Ein wichtiges Instrument dazu ist eine aktuelle arbeitsspezifische Dosiserhebung, die entsprechend dem Stand der Technik heute in den meisten europäischen Kraftwerken computerbasiert ist und einen Vergleich von Ist-Dosen mit Planungswerten ermöglicht.

Die in den einschlägigen Reglementen vorgesehene Planung und Optimierung von Arbeiten mit Strahlenexposition entspricht den Anforderungen der StSV. Für ausserordentliche Grossprojekte wurde eine solche nachvollziehbare Planung und Optimierung auch erfolgreich durchgeführt (Bsp.: Austausch der Kernumfassungsschrauben); sie war aber bis jetzt nicht schriftlich vorhanden für Routinearbeiten, auch wenn diese eine Kollektivdosis von mehr als 50 Personen-mSv zur Folge hatten. Das Strahlenschutzreglement sieht einen schriftlichen strahlenschutztechnischen Ablaufplan mit Meldung an die HSK für Arbeiten mit Kollektivdosen grösser 50 mSv vor, womit der R-15 entsprochen wird.

Das im KKG benutzte Verfahren zur Erhebung von arbeitsspezifischen Kollektivdosen lässt sich nach Auffassung der HSK weiter verbessern. So könnte KKG in Zukunft die elektronischen Kontrolldosimeter zur Erhebung und zum täglichen Vergleich von arbeitsspezifischen Kollektivdosen mit den Planungswerten nutzen. KKG vertritt hingegen die Ansicht, über eine gut funktionierende Jobdosimetrie zu verfügen. Eine weitere Dosisleistungseinsparung könne vor allem durch eine gewissenhafte Planung der Arbeiten erreicht werden. Ein erhöhter technischer Aufwand liesse sich auf Grund der guten Betriebserfahrungen nicht rechtfertigen. Die HSK verfolgt diese Frage im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit weiter.

Im bisher gültigen Strahlenschutzreglement (bis 1999) hatte der Abteilungsleiter die Kompetenz, Individualdosen zwischen 20 und 50 mSv im Jahr zu bewilligen. Dies widersprach Artikel 35, Abs 2, StSV. Im Ergebnis der PSÜ hat KKG das Strahlenschutzreglement überarbeitet und an die Regelung der StSV angepasst.

4.6.4 Dosisleistung und Kontaminationen in der Anlage

Die Dosisleistung in der Anlage ist für die Strahlenexposition des Personals massgebend.

Das KKG zeichnet sich im Reaktorgebäude, im Ringraum und im Hilfsanlagegebäude durch eine starke bauliche Unterteilung (Kompartimentierung) aus, was sich positiv auf den Strahlenschutz auswirkt. Hier sind praktisch alle Komponenten so angeordnet, dass strahlende Behälter von den potenziellen Bedienstellen für das Personal (z.B. Ventilantriebe) getrennt angeordnet wurden oder dass genügend Platz und Tragfähigkeit für die Errichtung von zusätzlichen lokalen Abschirmungen vorhanden ist. In diesen Gebäuden weisen praktisch alle Anmarschwege zu den Arbeitsplätzen tiefe Ortsdosisleistungen von in der Regel $< 1,0 \mu\text{Sv/h}$ auf.

Die Dosisleistung in und an den Komponenten des Primärsystems ist seit der Inbetriebsetzung mehr oder weniger kontinuierlich gestiegen und liegt heute innerhalb der Primärwasserkammern der Dampferzeuger bei 300 mSv/h , aussen an den Looleitungen bei etwa $5,5 \text{ mSv/h}$.

Die Dosisleistung im KKG rührt hauptsächlich vom Co-60 her, das durch Neutroneneinfang im Reaktorkern erzeugt wird. Nach den Analysen von KKG sind stellitierte Auflagepunkte der Kerneinbauten eine Hauptquelle für Kobalt. Diese Quellen könnten theoretisch entfernt werden, der praktische Aufwand hierfür ist jedoch unverhältnismässig. KKG beteiligt sich an einem VGB-Projekt, das den Einfluss der Zinkeinspeisung auf die Dosisleistung bei Druckwasserreaktoren untersucht.

Offene Quellen (z.B. geflutete Reaktorgrube beim BE-Wechsel) oder Kontaminationen in der Anlage treten hauptsächlich an Orten auf, die mit dem Hauptkühlmittel in Berührung kommen. So ist im Hauptkühlmittel neben Co-60 auch Tritium gelöst. Das innerhalb des jeweils letzten Betriebsjahres erzeugte Tritium wird vor dem jährlichen Brennelementwechsel abgegeben, um den Tritiumgehalt im Hauptkühlmittel langfristig beschränkt zu halten.

Bei gefluteter Reaktorgrube während des Brennelementwechsels besteht durch Verdunstung potenziell ein entsprechendes Inkorporationsrisiko. Dieses ist jedoch nach durchgeführten stichprobenartigen Inkorporationsmessungen des KKG gering ($E_{50} < 0,5 \text{ mSv}$).

Bei defektem Brennstoff können auch α -strahlende Nuklide in den Primärkühlkreis gelangen und beim Öffnen von Komponenten zu einem Luftkontaminations- und Inkorporationsrisiko werden. Das aktuelle γ/α -Verhältnis beträgt etwa 2000 und erlaubt eine indirekte Überwachung von Luft- und Oberflächenkontaminationen durch α -Strahler sowie von deren Inkorporation.

Die Anordnung von Strahlenquellen, deren Abschirmung und die Möglichkeiten für zusätzliche temporäre Abschirmungen entsprechen den Anforderungen und dem Stand der Technik. Die Dosisleistung in oft begangenen Räumlichkeiten liegen in der Regel unter dem entsprechenden Richtwert der Richtlinie HSK-R-07.

Die im KKG vorhandenen Messmöglichkeiten werden im Abschnitt 4.6.8 behandelt.

4.6.5 Massnahmen zur Reduktion der Dosis

KKG hat Massnahmen zur Reduktion der Strahlenexposition des Personals in den Anlagenteilen, wo hohe Dosisleistungen auftreten können, durchgeführt. Zu diesen Massnahmen gehören:

- Dekontamination der Laufzeuge der Hauptkühlmittelpumpen,
- Einsatz temporärer Abschirmungen seit 1993,
- Einsatz schnellabnehmbarer Kassettenisolierung,

- Vermehrte Einsatz mechanisierter Werkstoffprüfungen infolge erhöhter Prüfanforderungen, der erfahrungsgemäss mittelfristig zu einer Reduktion der dabei akkumulierten Kollektivdosis führen dürfte.

Für die Montage der temporären Abschirmungen (Bleibleche) werden überwiegend normale verschraubbare Baugerüste verwendet, die für den Auf- und Abbau erheblich mehr Zeit erfordern, als die in den anderen schweizerischen Anlagen verwendeten Steckgerüste. KKG hat im Zusammenhang mit der PSÜ die Möglichkeit des Einsatzes von Steckgerüsten geprüft. Die Einsatzmöglichkeiten sind durch die räumlichen Gegebenheiten (einzuhaltende Arbeitshöhe) beschränkt. 1999 hat KKG fixe Aufhängepunkte im Bereich der TA- und YP-Leitungen eingerichtet, um die Montage- und Demontagezeiten für temporäre Abschirmungen verringern zu können.

4.6.6 Kontrollierte Zonen

Die kontrollierte Zone im KKG entspricht den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-07 weitgehend. Die in den einzelnen Zonentypen zulässigen Luftkontaminationen, die zusammen mit den Zutrittseinschränkungen im Prinzip eine Inkorporation mit einer Folgedosis von $E_{50} = 0,25$ mSv pro Arbeitstag zulassen, entsprechen nicht dem entsprechenden Wert von 0,008 mSv aus der Richtlinie HSK-R-07. KKG verweist in diesem Zusammenhang darauf, dass die Betriebserfahrung zeigt, dass es nicht zu unzulässigen Inkorporationen gekommen ist.

Das von KKG verwendete Konzept der Kennzeichnung von Strahlenquellen hat sich in der Praxis bewährt. Die Information über die Dosisleistung in einem Raum in Kombination mit der akustischen Warnung des Personals durch das Dosimeter hat sich als ausreichend erwiesen. Die HSK kann sich dieser Ansicht anschliessen, auch wenn sie vermehrt auf die Kennzeichnung einzelner Quellen drängt. Sie wird im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit insbesondere die Betriebserfahrungen weiter verfolgen.

Die eingesetzten Schutzmittel entsprechen dem Stand der Technik.

4.6.7 Lüftungsanlagen

An dieser Stelle werden nur die strahlenschutztechnischen Aspekte der Lüftungsanlagen behandelt. Die sicherheitstechnische Ausführung ist im Kapitel 5.8.3 beurteilt.

Die strahlenschutztechnischen Aspekte der Lüftungsanlagen für das Sicherheitsgebäude und den Ringraum entsprechen den Anforderungen der KTA-Regel 3601 und erfüllen konzeptionell die Anforderungen der Richtlinie HSK-R-07. Beim Hilfsanlagengebäude (Gebäude C) existieren Lüftungspfade, über welche radioaktive Aerosole ungefiltert in die Umgebung abgegeben werden können.

Die HSK verlangt, dass KKG durch geeignete technische, operative und organisatorische Massnahmen sicherstellt, dass keine Aerosol- und Jodfreisetzungen über ungefilterte Lüftungspfade aus dem Hilfsanlagengebäude erfolgen können. Die entsprechenden Massnahmen sind der HSK zu unterbreiten und bis März 2000 zu realisieren. (Massnahme)

4.6.8 Instrumentierung für den operationellen Strahlenschutz

Für den operationellen Strahlenschutz werden eine Reihe von Messgeräten benötigt, die im wesentlichen in der Lage sein müssen, die Messaufgaben gemäss StSV zu erfüllen. Unter die-

se Kategorie fallen die Personenmonitore, die Freimessschranke, die Kontaminationsmonitore und die elektronischen Personendosimeter. Weitere operationelle Geräte sind Dosisleistungs- und Kontaminationsmessgeräte, die dem Stand der Technik entsprechen und in ausreichender Anzahl vorhanden sein müssen.

Die Instrumentierung für den operationellen Strahlenschutz ist in der Lage, die ihr zugedachten Anforderungen zu erfüllen. Sie entspricht technisch dem Stand der Technik und ist in ausreichender Menge vorhanden. Die Inkorporationsüberwachung (Triagemessung) ist mit dem Personenmonitor solange möglich, wie Co-60 das Hauptnuklid ist.

KKG hat im Rahmen der Überarbeitung des Strahlenschutz-Handbuches bis Ende 1999 eine Verfahrensregelung zur Protokollierung von positiven Befunden der Personenmonitore getroffen. Diese wurde durch die HSK überprüft und generell als geeignet beurteilt.

4.6.9 Der Sanitätsdienst in der kontrollierten Zone

In der kontrollierten Zone (Hilfsanlagengebäude, auf 12 m) ist ein Sanitätszimmer eingerichtet worden, um erste Hilfe zu leisten und im Bedarfsfall Personen zu dekontaminieren.

Neben dem üblichen Material zur ersten Hilfeleistung ist zu Dekontaminationszwecken eine Wanne vorhanden. Die gemäss Notfallplan der SUVA empfohlenen Dekontaminationsmittel, sowie Kaliumjodid-Tabletten zur Schilddrüsenblockade im Falle einer Freisetzung von Radiojod sind ebenfalls vorhanden. Ebenfalls vorhanden ist das übliche Strahlenschutzmaterial. Es sind die entsprechenden administrativen Regelungen getroffen, die einen effektiven Einsatz des Sanitätsdienstes im Notfall, sowie die Einlieferung von kontaminierten Personen ins Kantonsspital oder den Beizug von Ärzten aus der Region sicherstellen. Die Sanitätsgruppe ist zahlenmässig gut dotiert und gut ausgebildet.

Die HSK beurteilt den Sanitätsdienst als gut. Sie hat sich unter anderem bei Inspektionen und Übungen vergewissert, dass bei einem Strahlenunfall oder bei einem Unfall mit Personenkontamination im KKG die nötigen Voraussetzungen für eine rasche und gute medizinische Versorgung des Patienten gegeben sind.

4.7 RADIOAKTIVE EMISSIONEN UND UMGEBUNGSÜBERWACHUNG

4.7.1 Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt

Die heute gültigen zulässigen Abgaben radioaktiver Stoffe in die Atmosphäre und an die Aare wurden für das KKG in der Auflage 3.2 des Bundesratsentscheides vom 29.4.1981 gestützt auf die HSK-Richtlinie R-11 festgelegt; mit Brief vom 28. September 1994 wurden die Zahlenwerte an die Strahlenschutzverordnung (StSV) angepasst.

Die HSK hat mit den in ihrer Richtlinie R-41 festgelegten Rechenverfahren die bei Ausschöpfung der Abgabelimiten für die Umgebungsbevölkerung unter ungünstigen Annahmen resultierenden Dosiswerte im Rahmen dieser Begutachtung abgeschätzt. Das Ergebnis ist zusammen mit den gültigen Abgabelimiten in nachfolgender Tabelle dargestellt:

Tabelle 4.7-1: Berechnete Dosiswerte nach R-41

Nuklidgruppe	Kurzzeitabgaben					Langzeitabgaben		
	Limite	Dosis [mSv]				Limite [Bq/a]	Dosis [mSv]	
		ohne Regen		inkl. Regen			Erw.	Kind
		Erw.	Kind	Erw.	Kind			
Abluft								
Edelgase	2·10 ¹³ Bq/d	0,003	0,003	<0,001	<0,001	1·10 ¹⁵	0,006	0,006
Jod	2·10 ⁰⁹ Bq/w	0,011	0,040	0,004	0,014	7·10 ⁰⁹	0,001	0,004
Aerosole	7·10 ⁰⁸ Bq/w	0,007	0,003	0,017	0,009	1·10 ¹⁰	0,008	0,005
Abwasser								
Tritium	-	-	-	-	-	2·10 ¹¹		
Übrige	100·LE*	-	-	-	-	7·10 ¹³	0,011**	<0,001**
Total		0,021	0,047	0,021	0,023		0,026	0,015

d: Tag, w: Woche, a: Jahr;

* Konzentration im abgabebereiten Tank, LE gemäss Summenregel im Anhang 1 der StSV;

** inkl. Tritium

Der quellenbezogene Dosisrichtwert (StSV Artikel 7 und HSK-Richtlinie R-11) von 0,2 mSv für Abgaben wird bei Ausnutzung der gültigen Abgabelimiten eingehalten.

Die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt werden in Anwendung der Artikel 79-81 StSV und des „Reglements für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Kernkraftwerks Gösgen (KKG)“ vom Betreiber gemessen und dokumentiert und der HSK monatlich gemeldet.

Messungen und Buchführung des KKG werden von der HSK stichprobenweise und zwar vierteljährlich durch eigene Messungen und durch periodische Inspektionen kontrolliert. Bei den Vergleichsmessungen wurde im Rahmen der Messgenauigkeit immer eine gute Übereinstimmung festgestellt. Bei den Inspektionen konnte sich die HSK jeweils von der ordnungsgemässen Durchführung der Abgabebilanzierung und der Buchführung überzeugen.

Seit 1981 lagen die radioaktiven Abgaben aus dem KKG bei maximal ca. 5% der Abgabelimiten für die Abluft (5% für Edelgase, 1% für Jod, <1% für Aerosole), ca. 30% für flüssige Tritiumabgaben und deutlich unter 1% für die übrigen flüssigen Abgaben.

Aufgrund dieser Zahlenwerte für die tatsächlichen Abgaben und der oben dargestellten Rechnung für die Abgabelimiten kann somit geschlossen werden, dass der quellenbezogene Dosisrichtwert für die Umgebungsbevölkerung seit 1981 immer deutlich unterschritten wurde.

Im Jahr 1992 hat das KKG mit Blick auf die selbst bei Ausschöpfung der Abgabelimiten tiefen errechneten Dosiswerten für die Umgebungsbevölkerung eine Erhöhung der Abgabelimiten beantragt. Ein weiterer Antrag betraf die Anpassung der Kurz- und Langzeit-Ausbreitungsfaktoren. Begründet wurde dieser zweite Antrag mit Studien des Reaktorlieferanten und insbe-

sondere bei der Kurzzeitausbreitung mit Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen für das Auftreten der „ungünstigsten“ Wetterlage. Die HSK hat dieses Anliegen im Rahmen der PSÜ überprüft.

Zu diesem Zweck wurden die Lang- und Kurzzeit-Ausbreitungs- und Washoutfaktoren aufgrund der Meteostatistik der Jahre 1996 und 1997 von der HSK nach den Vorgaben der R-41 berechnet und in folgender Tabelle zusammengestellt:

Tabelle 4.7-2: Langzeit- und Kurzzeit-Ausbreitungs- und Washoutfaktoren

	Ausbreitungsfaktor χ [s/m ³]	submersionskorr. Ausbreitungsfaktor χ_s [s/m ³]	Washoutfaktor [m ⁻²]
Kurzzeitausbreitung, trockene Wetterverhältnisse, kurze Abgabedauer (<1 Stunde)	$2,0 \cdot 10^{-5}$	$1,0 \cdot 10^{-5}$	-
Kurzzeitausbreitung mit Dauerregen Abgabe während 24 Stunden	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,4 \cdot 10^{-6}$	$2,3 \cdot 10^{-7}$
Langzeitausbreitung Wetterstatistik der Jahre 1996/97	$1,0 \cdot 10^{-6}$	$1,0 \cdot 10^{-6}$	$4,0 \cdot 10^{-9}$

Dabei ergab sich im Allgemeinen eine Annäherung an die vom KKG vorgeschlagenen Werte. Eine weitergehende Anpassung - insbesondere bei den Kurzzeitausbreitungs- und Washoutfaktoren - ist nach Meinung der HSK nur gestützt auf eine detaillierte probabilistische Betrachtung möglich. Eine solche Studie müsste gemäss HSK-Richtlinie R-41 vom Antragsteller vorgelegt werden.

Die Dosisberechnung aus den aktuell gültigen Abgabelimiten führt für die Umgebungsbevölkerung tatsächlich auch unter ungünstigen Annahmen zu Werten, die bezogen auf den quellenbezogenen Dosisrichtwert eine Anhebung der Limiten um einen Faktor 4 für Kurzzeit-, um einen Faktor 7 für Langzeitabgaben erlauben würde. Die HSK erachtet eine Erhöhung der Abgabelimiten im Hinblick auf die Rechtfertigungs- und Optimierungsartikel (Art. 5 und 6) der Strahlenschutzverordnung als nicht zwingend. Die Abgabelimiten für die schweizerischen Kernkraftwerke sind direkt in der Betriebsbewilligung festgeschrieben. Somit ist für eine Änderung dieser Limiten ein Entscheid der Bewilligungsbehörde, d.h. des Bundesrates oder zumindest des UVEK, notwendig.

4.7.2 Umgebungsüberwachung

Die Überwachung der Direktstrahlung und der Radioaktivität in der Umgebung eines KKW ist, in Ergänzung zur Abgabelimitierung und Berechnung der Dosis aus den erfolgten Emissionen, eine weitere wichtige Kontrollmassnahme zum Schutz der Bevölkerung. Bei der Überwachung wird die Einhaltung folgender Grenzwerte überprüft:

- Immissionsgrenzwerte gemäss StSV Artikel 102,
- quellenbezogener Dosisrichtwert des KKG gemäss StSV Artikel 7 und HSK-Richtlinie R-11 sowohl bezüglich Direktstrahlung als auch als Folge der erfolgten Emissionen.

Die Immissionsmessungen des Betreibers und der Behörde erfolgen gemäss dem bereits erwähnten „Reglement für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Kernkraftwerks Gösgen (KKG)“, welches auf Januar 1996 letztmals vollständig überarbeitet und an die StSV angepasst wurde. Das Reglement beinhaltet das Umgebungsüberwachungsprogramm in dem die Zuständigkeit für die Probenahme und Messungen im Einzelnen geregelt sind. Beteiligt sind KKG, SUeR, HSK, IRA, Kantonales Labor Solothurn, die Universität Bern und EAWAG.

Bei der Auswahl und der Festlegung der zu überwachenden Medien, der Probenahmeorte, der Messhäufigkeit, der Verfahren der Probenerhebung und Messungen sowie der zu erreichenden Messempfindlichkeiten sind in Absprache zwischen HSK und BAG/SUeR folgende Aspekte berücksichtigt worden:

- Menge, Zusammensetzung, physikalische und chemische Form der aus dem KKG freigesetzten radioaktiven Stoffe,
- Ausbreitung und Ablagerung radioaktiver Stoffe in der Umwelt sowie der Übergang in Pflanzen und Nahrung,
- Besiedlungsstruktur und Ernährungsgewohnheiten der Bevölkerung.

Die Direktstrahlung sowohl aus der Luft (Submersion, hauptsächlich durch radioaktive Edelgase) wie auch vom Boden (Ablagerung radioaktiver Aerosol- und Jodisotope) wird durch Dosismessungen an 26 Stellen in der Umgebung des KKG mit Thermolumineszenz-Dosimetern (TLD), welche quartalsweise ausgewertet werden, und durch kontinuierliche Gamma-Dosisleistungsmessungen der MADUK-Messstationen (Messnetz für die automatische Dosisleistungsmessung in der Umgebung der Kernanlagen) und einer NADAM-Sonde erfasst. Die Überwachung der Gammaortsdosisleistung mit MADUK-Sonden erfolgt seit Mitte 1993 in der Umgebung aller schweizerischen Kernanlagen. Mit MADUK ist es möglich, Messwerte, die ausserhalb eines Erfahrungsbereiches liegen, sehr schnell zu erfassen und die nötigen Abklärungen und Massnahmen in die Wege zu leiten.

Die Aerosolaktivität in der Luft wird durch die Sammlung entsprechender Proben auf einem Luftsammlerfilter, auf Staubfangplatten und im Niederschlag überwacht.

Zur Ermittlung der Ablagerungen am Boden und allfälliger künstlicher Radioaktivität in der Nahrungskette werden an ausgewählten Standorten periodisch Ortsdosisleistungs- und gamma-spektrometrische Messungen durchgeführt sowie Erdboden-, Gras-, Milch- und Getreideproben erhoben und ausgewertet.

Über das Abwasser in die Umwelt gelangte radioaktive Stoffe werden durch Untersuchungen von Aare- und Grundwasser, Wasserpflanzen, Schwebstoffen, Sedimenten und Fischen überwacht.

Die erhobenen Messwerte wurden bis 1989 in den jährlichen Berichten der KUEr, seit 1990 im Bericht „Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz“ des BAG publiziert.

5 AUSLEGUNG, AUSFÜHRUNG, PERIODISCHE PRÜFUNG, ZUSTAND DER UND ERFAHRUNG MIT SICHERHEITSTECHNISCH WICHTIGEN ANLAGENTEILEN

5.1 GRUNDLAGEN DER ERDBEBENAUSLEGUNG

Bei der Gefährdung durch Erdbeben wird zwischen dem Sicherheitserdbeben SSE (Safe Shutdown Earthquake) und dem Betriebserdbeben OBE (Operating Basis Earthquake) unterschieden. Die Anlage ist so auszulegen, dass sie das OBE ohne Schäden übersteht, während beim SSE zwar Anlagenschäden entstehen dürfen, die Freisetzung radioaktiver Stoffe nach aussen aber den in der Richtlinie R-11 festgesetzten Grenzwert für Unfälle (Ereigniskategorie 3 gemäss Richtlinie R-100) nicht überschreiten darf. Das SSE ist ein Erdbeben, welches am Standort des KKW mit einer mittleren Wiederkehrperiode von 10'000 Jahren zu erwarten ist. Die Stärke eines OBE wird für KKG entsprechend der US-Praxis zur Hälfte der Stärke des SSE angenommen.

Die Aufsichtsbehörde (KSA/ASK) legte 1974 die Auslegungsbeschleunigungen für das SSE an der Felsoberfläche zu 0,15g horizontal und 0,075g vertikal fest. Die entsprechenden Werte für das OBE betragen 0,07g bzw. 0,035g. Der Bau des KKG erfolgte auf dieser Grundlage.

Zur Beschreibung des Frequenzinhalts der Erdbebenanregung am Fels wurden die Bemessungsspektren nach Newmark/Hall verwendet. Für die Erdbebenanregung auf Fundamentniveau wurde ein Spektrum gerechnet, das die Aufschaukelung durch die rund 30 m mächtige Lockergesteinsschicht berücksichtigt. Dieses schmalbandige "Bemessungsspektrum KKG" hat im Frequenzbereich zwischen ca. 2 und 4 Hz eine starke Amplifikation.

Die Seismizität der Schweiz wurde 1975-1977 im Auftrag der HSK umfassend neu untersucht, was zur Erarbeitung der "Erdbebenrisikokarten der Schweiz" führte. Für den Standort Gösgen ergab sich aus diesen neuen Karten für die Felsoberfläche mit 0,2 g (Eintretenshäufigkeit (Mittelwert) 10^{-4} pro Jahr, Intensität $I_{MSK}=VIII$) ein höherer Wert als der ursprünglich festgelegte von 0,15 g. Um die Aufschaukelung durch die Lockergesteinsschicht zu berücksichtigen, wurden für die Beschleunigung auf Fundamentniveau die Grenzwerte 0,2g und 0,25 g bestimmt.

1978 wurden die vorhandenen Erdbebenberechnungen der Gebäude mit den Grenzwerten 0,2g und 0,25g überprüft, wobei die heute oft angewandten breitbandigen US NRC Reg. Guide 1.60 Spektren verwendet wurden. Da die Neubeurteilung für die Gebäude positiv ausfiel, kann eingeschätzt werden, dass im Wesentlichen die heutige gültigen Erdbeben-Auslegungsgrundlagen berücksichtigt sind.

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt wird die Erdbebengefährdungskarte der Schweiz überarbeitet. Unabhängig davon hat die HSK im Zusammenhang mit der Beurteilung der PSA eine genauere Ermittlung der seismischen Gefährdung am Standort der Schweizer KKW verlangt, wofür eine methodische Richtlinie unter Einbezug nationaler und internationaler Experten erarbeitet wurde.

Grundlagen der Erdbebenauslegung Maschinentechnik

Die mechanischen Ausrüstungen wurden ihrer Relevanz für die nukleare Sicherheit entsprechend in drei Erdbebenklassen (EK1, EK2 und unklassiert) eingeteilt. Grundlage für die Klassierung der mechanischen und elektrischen Ausrüstungen ist die HSK-Richtlinie R-06. Komponenten der EK1 wurden sowohl für das OBE als auch für das SSE ausgelegt. Dieser Kategorie wurden alle Komponenten der Sicherheitsklassen SK1 und SK2 sowie sicherheitsrelevante

Hilfs- und Versorgungssysteme der SK3 zugeordnet. In EK2 eingeteilt wurden Behälter der SK3 mit einem relevanten Aktivitätsinventar sowie andere Komponenten, die ausschliesslich aus Verfügbarkeitsgründen der EK2 zugeordnet wurden. Diese Komponenten der EK2 wurden für das OBE ausgelegt. Ausrüstungen der SK3 mit geringem Aktivitätsinhalt sowie sicherheitstechnisch nicht klassierte Komponenten wurden grösstenteils nicht gegen Erdbeben ausgelegt.

Grundlage für die Auslegung der maschinentechnischen Komponenten hinsichtlich Erdbeben bildeten die in Kapitel 5.2.4 behandelten Etagenantwortspektren für das SSE und das OBE.

Nachdem im Zusammenhang mit der „Erdbebenrisikokarte der Schweiz“ von 1977 höhere Beschleunigungen ermittelt wurden, als sie der Erdbebenauslegung sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten des KKG zugrunde gelegt wurden, verlangte die HSK eine Nachprüfung der vorhandenen Spannungsanalysen für Komponenten der EK1 ausserhalb des Reaktorgebäudes. Die durchgeführte Überprüfung ergab, dass die vorhandenen Spannungsreserven immer noch ausreichend sind, um die Erdbebensicherheit dieser Komponenten zu gewährleisten. Die Auslegung der Komponenten innerhalb des Reaktorgebäudes hatte sich als ausreichend erwiesen, da die Auslegungsgrundlagen unverändert blieben.

Gemäss heutigem Stand der behördlichen Bewilligungspraxis sind grundsätzlich alle Komponenten der SK1 bis SK3 für das SSE auszulegen (HSK-R-06). Dies ist bei KKG nicht immer der Fall. Ursache hierfür ist das Inkrafttreten der R-06 nach der Erteilung der Betriebsbewilligung für das Kernkraftwerk Gösgen. Die Festlegungen der R-06 in Bezug auf die seismische Auslegung sind daher nur bei Nachrüstungen und Änderungen in der Anlage anwendbar. Eine sicherheitstechnische Beurteilung der vorhandenen und seinerzeit durch die Schweizer Aufsichtsbehörde akzeptierten Abweichungen zu den heutigen Anforderungen wird mit der im Abschnitt 6.3 formulierten Pendeuz „Ermittlung der radiologischen Konsequenzen eines SSE“ von KKG verlangt.

Erdbeben-Auslegungsgrundlagen Elektrotechnik

Die Erdbeben-Auslegungsgrundlagen für elektrotechnische Ausrüstungen bei der Projektierung der Anlage KKG waren die gleichen wie die für mechanische Ausrüstungen. Für sämtliche EK1 klassierten elektrotechnischen Komponenten wurden Erdbebenfestigkeitsnachweise ausgearbeitet und die „Unbedenklichkeitserklärungen zur“ und „Nachweise für Erdbebenfestigkeit“ vom Lieferanten an KKG abgegeben. Diese Dokumente wurden durch die ASK geprüft und genehmigt.

Die 1977 während der Bauphase des KKG neu erstellte Erdbebenrisiko-Karte der Schweiz führte auch zu einer punktuellen Überprüfung der Erdbebenfestigkeit der elektrotechnischen Komponenten. Diese zeigte, dass wegen der vorhandenen Festigkeitsreserven auch die neuen Forderungen erfüllt sind.

5.2 BAUTECHNIK

Die sicherheitsrelevanten Gebäude müssen neben Abstütungen und Befestigungen der darin enthaltenen Ausrüstungen diese auch gegen äussere Einwirkungen schützen sowie den Schutz der Umgebung vor hoher Strahlung aus der Anlage und vor unkontrollierten Abgaben radioaktiver Stoffe im Normalbetrieb und bei Störfällen gewährleisten.

5.2.1 Klassierung der Gebäude

Die Gebäude sind in die Erdbebenklassen I und II eingeteilt (Tab. 5.2-1). In die Erdbebenklasse I werden jene Gebäude eingestuft, die Einrichtungen enthalten, welche nötig sind, um die Abschaltung des Reaktors, die Kühlung des Kerns, die Nachwärmeabfuhr und den Einschluss radioaktiver Stoffe nach einem Erdbeben sicherzustellen. Gebäude der Erdbebenklasse I müssen während und nach einem Sicherheitserdbeben (SSE) so stabil bleiben, dass die entsprechenden Sicherheitsfunktionen nicht gefährdet sind. Zudem wird verlangt, dass Gebäude der Erdbebenklasse I nicht durch Versagen eines Gebäudes der Erdbebenklasse II oder eines nicht klassierten Gebäudes beschädigt werden.

In die Erdbebenklasse II werden Gebäude eingestuft, die aus Gründen der betrieblichen Verfügbarkeit gegen das Betriebserdbeben auszulegen sind. Verbindende Rohr- und Kabelkanäle zwischen den Bauwerken werden wie das geringer klassifizierte Bauwerk behandelt.

Tabelle 5.2-1 Erdbebenklassen und äussere Einwirkungen

Gebäude	Erdbeben- klasse	Flugzeug- absturz	Güterwagen- explosion
Reaktorgebäude ZA/ZB	I	X	X
Reaktorhilfsanlagegebäude und Abfalllager ZC	I	-	X
Schaltanlagegebäude ZE	I	-	X
Maschinenhaus ZF	II	-	-
Notstromdieselgebäude ZK.1 & ZK.2	I	-	X
Notstandsgebäude ZX	I	X	X
Notspeisegebäude ZV	I	-	X
Kühlwassereinlaufbauwerke ZM.0 & ZM.5	I	-	X
Nebenkühlwasserpumpenhaus ZM.2 und Nebenkühlwasserleitungen	I	-	X
Messschacht ZM.1 und Wasserschlösser	I	-	-
Abluftkamin ZQ.1	I	-	X
Hilfskesselkamin ZQ.2	I	-	-
Wasserkraftanlage Gösgen (nur stau- haltende Teile des Wasserkraftwerks)	I	-	-
Nebenanlagegebäude: Wasseraufbereitungsgebäude ZG.0 Heizungszentrale ZL.0	II	-	-
Kühlturm ZP.1 und Hauptkühlwasserpumpenhaus ZM.3	II	-	-
Entkarbonatisierungsanlage ZN	II	-	-

5.2.2 Normen und Lastfälle

Als Grundlage für die Auslegung der Bauwerke dienten mehrheitlich die Normen des Schweizerischen Ingenieur- und Architekten-Verein, insbesondere die Norm SIA 160 „Norm für die Belastungsannahmen, die Inbetriebnahme und die Überwachung der Bauten“ (1970) und die Norm 162 „Norm für die Berechnung, Konstruktion und Ausführung von Bauwerken aus Beton, Stahlbeton und Spannbeton“ (1968). Entsprechend dem damaligen Sicherheitskonzept wurden die Lasten in den Lastfall H (Hauptbelastung) und den Lastfall Z (Zusatzbelastung) eingeteilt und mit zulässigen Spannungen bemessen. Für die aussergewöhnlichen Lastfälle (Erdbeben, Kühlmittelverlust-Störfall, Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle) galten separate Bemessungsregeln.

Es wurden folgende Lastfallkombinationen berücksichtigt: Lastfall H plus Betriebserdbeben, Lastfall H+Z plus Kühlmittelverlust-Störfälle, Lastfall H+Z plus Sicherheitserdbeben SSE, Lastfall H+Z plus Flugzeugabsturz und Lastfall H+Z plus Explosion. Die Lastkombinationen mit den Kühlmittelverlust-Störfällen und dem Sicherheitserdbeben wurden mit einem globalen Sicherheitsfaktor von 1,3 und die Lastkombination mit dem Flugzeugabsturz mit einem globalen Sicherheitsfaktor von 1,0 bemessen. Für die Streckgrenze des Bewehrungsstahles wurde abweichend von der damaligen Norm 162 konservativerweise i. A. der niedrigere Mindestwert statt der 5% Fraktilwerte gewählt.

Seit 1989 gibt es eine neue Normengeneration, Norm SIA 160, Norm SIA 162 (1989, Teilrevision 1993), die sich grundlegend von der vorangegangenen unterscheidet. Ein exakter Vergleich beider Normengenerationen ist auf Grund der unterschiedlichen Methodik nicht möglich. Generell lässt sich sagen, dass die Anwendung der alten Normen im Vergleich zu den heute gültigen Normen beim Nachweis der Tragsicherheit zu eher konservativen Ergebnissen führt.

5.2.3 Beurteilung der Sicherheit der Bauwerke

Mit den Grundlagen aus Kapitel 5.2.1 und 5.2.2 wurden die Bauwerke ausgelegt und gebaut. Die letzte Teilbaubewilligung erfolgte 1975. Für alle Bauwerke der Erdbebenklasse I verwendete man zur dynamischen Berechnung die linear-elastische Antwortspektrenmethode.

Das ursprüngliche, mit gemessenen dynamischen Baugrundparametern (Crosshole-Messungen) auf Fundamentkote bestimmte „Bemessungsspektrum KKG“ zeigte im Bereich hoher Frequenzen (Starrkörperbereich) keine Amplifikationen, während sich im Frequenzbereich zwischen 2 und 4 Hertz eine Verdoppelung des am Fels eingegebenen Beschleunigungsspektrums (Newmark-Hall) ergab.

Wie im Kapitel 5.1 dargelegt, wurde 1978/79 wegen den neuen „Erdbebenrisikokarten der Schweiz“ eine neue Beurteilung der Erdbebenauslegung durchgeführt und positiv abgeschlossen. Die Nachrechnung wurde als Sensitivitätsanalyse für die horizontalen Grundbeschleunigungen auf Fundamentniveau von 0,20g und 0,25g durchgeführt. Als Bemessungsspektrum wurde das breitbandige US NRC Reg. Guide 1.60 Spektrum verwendet. Bis etwa 4 Hertz genügt das alte „Bemessungsspektrum KKG“ den heutigen Anforderungen, während es für Frequenzen darüber bis um 50% zu tief liegt. Die erforderliche Sicherheit konnte im Allgemeinen nachgewiesen werden, da

- aus konstruktiven Gründen mehr Bewehrung als rechnerisch notwendig vorhanden ist,

- die Auslegung teilweise mit idealisierten, konservativen Beschleunigungsverläufen durchgeführt wurde,
- und die Lastkombinationen mit dem Lastfall Erdbeben nicht immer auslegungsbestimmend sind.

Lokale Unterschreitungen des vorgesehenen Sicherheitsfaktors an einzelnen Bauteilen wurden toleriert, da für das Gesamttragwerk der globale Sicherheitsfaktor ausreichend war.

Bei der nun durchgeführten PSÜ wurde auf Grund der Übersichtspläne die Einhaltung der Grundsätze für eine erdbebengerechte Tragwerksgestaltung kontrolliert.

Gebäude

Aus heutiger Sicht sind die Gebäude mit einfachen Methoden ausgelegt worden, sowohl was die Modelle, die Rechenmethoden, wie die Ableitung der Erdbebengefährdung betrifft. Mit einer Ausnahme (Notspeisegebäude ZV) drängen sich keine neuen Gebäudeuntersuchungen auf, da weder die Neubeurteilung von 1978/79 noch diejenige im Rahmen der vorliegenden PSÜ wesentliche Schwächen zutage gebracht haben. Beim Notspeisegebäude ZV sind die Grundsätze eines erdbebengerechten Tragwerkskonzeptes (symmetrische Anordnung der aussteifenden Wände) nicht erfüllt, was durch eine genaue dreidimensionale Berechnung und Bemessung hätte wettgemacht werden können. Die damaligen Nachweise sind aber nicht vollständig (ungenügende Berücksichtigung der Torsion). KKG hat sich bereit erklärt, im Zusammenhang mit der geplanten Neubestimmung der seismischen Gefährdung an den KKW-Standorten eine Neuberechnung des Notspeisegebäudes durchzuführen. Dabei soll das dreidimensionale und dynamische Verhalten der unregelmässigen Gebäudestruktur berücksichtigt werden. *Die HSK ist hingegen der Auffassung, dass diese Neuberechnung unabhängig von der Neubestimmung der seismischen Gefährdung am Standort bis Ende 2000 durchzuführen und der HSK vorzulegen ist (Massnahme).* Damit wird eine Bewertung der Situation und die Umsetzung eventuell notwendiger Massnahmen ohne weitere Verzögerungen möglich.

Backsteinwände im Schaltanlagengebäude

Im Schaltanlagengebäude ZE sind viele Mauerwerkswände als Raumabschluss vorhanden. 1998 hat KKG für diese Mauerwerkswände Tragsicherheitsnachweise für den Lastfall SSE eingereicht. Nur für einen Teil der Wände konnte eine genügende Tragsicherheit nachgewiesen werden, wobei teilweise mit optimistischen und nicht ausreichend begründeten Annahmen gerechnet wurde. Die Wände haben keine tragende Funktion, könnten aber bei einem Erdbeben Komponenten gefährden. *Die revidierten Nachweise für die Tragsicherheit der Wände sind bis Ende 2000 der HSK vorzulegen. Auf Grund der Resultate wird die HSK über das weitere Vorgehen entscheiden. (Massnahme)*

Abgehängte Decke

KKG hat 1998 für die abgehängte Decke des Kommandoraums Erdbebennachweise eingereicht. Diese Nachweise *sind in Bezug auf die Weiterleitung der Horizontalkräfte des Lichtkastens über verschiedene Elemente bis zur Betondecke und die Krafteinleitungsnachweise in die aus Gipsplatten bestehenden Seitenwänden zu ergänzen. Die Nachweise sind der HSK bis Juni 2000 vorzulegen. Auf Grund der Resultate wird die HSK über das weitere Vorgehen entscheiden. (Massnahme)*

Verankerungen

Im Rahmen der PSÜ wurde festgestellt, dass KKG einen guten Überblick über das verwendete Verankerungskonzept hat und im Rahmen der Wiederholungsprüfungen u.a. Messungen der Anzugsmomente durchführt. *Zur Überprüfung des Verankerungskonzeptes durch die HSK und der Ergebnisse der bisher durchgeführten Wiederholungsprüfungen wird KKG der HSK bis Juni 2000 einen entsprechenden Bericht vorlegen (Pendenz).* In Abhängigkeit vom Ergebnis der Überprüfung behält sich die HSK weitergehende Massnahmen vor.

Schaltschränke

KKG hat für verschiedene Schaltschränketypen 1998 Erdbebennachweise eingereicht. Eine Überprüfung durch die HSK hat ergeben, dass derjenige *Schranktyp, der mit Träger abgestützt wird, die auf Biegung beansprucht sind, genauer zu untersuchen ist. Gegebenenfalls ist die Konstruktion zu verstärken. Weiter sind die Schnittstellen zwischen den Schaltschränken und den Doppelböden hinsichtlich der Kraftweiterleitung bei Erdbeben bis Juni 2000 nachzuweisen. Auf Grund der Resultate wird die HSK über das weitere Vorgehen entscheiden. (Massnahme).*

5.2.4 Etagenspektren

Unter Etagenspektren wird die Antwort eines Einmassenschwingers auf Höhe der entsprechenden Etage infolge Erdbebenanregung verstanden. Üblicherweise werden diese Spektren als Abhängigkeit der Beschleunigungsamplituden von der Frequenz dargestellt. Die Etagenspektren finden bei der seismischen Auslegung von Komponenten und Ausrüstungen Verwendung.

Bei der ersten Überprüfung 1977 durch die KKG-Experten wurde verlangt, dass die meisten Etagenspektren mit den Korrekturfaktoren von 1.16 (horizontal) und 1.13 (vertikal) zu verwenden sind. Dies ist in die Komponentenauslegung eingegangen. Weiter sind die Etagenspektren mit zusätzlicher Spitzenverbreiterung anzuwenden. KKG hat die Dokumentation der Etagenspektren der sicherheitsrelevanten Gebäude 1999 überarbeitet und die notwendigen Anpassungen vorgenommen. Diese Unterlagen bilden die Grundlage für die seismische Auslegung von Komponenten bei Anlagenänderungen.

Für die Komponenten der Nebenkühlwasseranlage gibt es kein Dokument mit den Etagenspektren.

Die relativen Gebäudeverschiebungen für die Komponentenbefestigungspunkte sind in den offiziellen Dokumenten nicht vorhanden. Nebst den Etagenspektren bilden die relativen Verschiebungen vor allem für Rohrleitungssysteme einen wichtigen Teil der Erdbebenanregung in der seismischen Analyse und sind deshalb für benachbarte Gebäude mit Rohrdurchführungen vorzulegen. *KKG beabsichtigt eine Überprüfung hinsichtlich der korrekten Berücksichtigung der Gebäudeverschiebungen bei der seismischen Auslegung der Rohrleitungssysteme im Zusammenhang mit der Neubestimmung der seismischen Gefährdung durchzuführen. Die HSK vertritt die Ansicht, dass diese Überprüfung auch früher erfolgen kann und erwartet einen Bericht zu den Ergebnissen der Überprüfung bis Ende 2000. (Massnahme)*

Im Allgemeinen sind die Gebäudemodelle genügend detailliert, um das für die Etagenspektren massgebende Schwingungsverhalten zu erfassen. Eine mögliche Ausnahme könnte, wie bereits erwähnt, das Modell für das Notspeisegebäude ZV sein.

5.3 AUSLEGUNG UND ÜBERWACHUNG DES REAKTORKERNS UND SICHERHEITSBEZOGENE LEITTECHNIK

5.3.1 Auslegung des Reaktorkerns und Aspekte des Brennstoffeinsatzes

Die Grundlage für die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns bilden die von der HSK freigegebenen sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen. Diese stellen zusammen mit den für definierte sicherheitstechnische Parameter festgelegten zulässigen Wertebereichen eine nach Auffassung der HSK vollständige und nachvollziehbare Grundlage für die Auslegung der Brennstäbe, der Brennelement-Struktur und der Kernnachladungen dar. Änderungen der Rahmenbedingungen oder von sicherheitstechnischen Parametern des Kerns erfordern eine Begründung seitens KKG und eine Freigabe durch die HSK.

Die Auslegung und Konstruktion der eingesetzten Brenn- und Steuerelemente haben sich in jahrelangem Betrieb bewährt und können als erprobt betrachtet werden.

Rechenmethoden für die Kernauslegung

Für die Brennstabauslegung benützt der Brennelementlieferant des KKG seit kurzem eine statistische Rechenmethode. Bei der Anwendung dieser Methode wird eine Serie von Einzelrechnungen mit einem validierten Code durchgeführt, bei denen die Fertigungs- und Rechenmodellparameter innerhalb ihres Streubereichs variiert werden. Aus den Ergebnissen dieser Rechnungen werden Häufigkeitsverteilungen für die einzelnen Ausgabeparameter gebildet und mit den Auslegungsgrenzwerten verglichen. Damit kann die Zahl der Brennstäbe, die den Auslegungsgrenzen nahe kommen, quantifiziert und bewertet werden. Die HSK befürwortet die Anwendung der statistischen Brennstabauslegung und hat ihre Einführung im KKG freigegeben.

Die HSK hat überprüft, dass das verwendete Rechenmodell für die Hüllrohrkorrosion die gemessenen Oxidschichtdicken in geeigneter Weise berücksichtigt.

Die HSK hat sich überzeugt, dass das 1993 eingeführte statistische DNB-Rechenmodell geeignet ist, den Betrieb so zu planen, dass Filmsieden im Normalbetrieb und bei Betriebsstörungen vermieden werden kann.

Die für die Kernauslegung verwendeten Rechenmethoden (Brennstab- und Brennelementauslegung, Hüllrohr-Korrosionsberechnung, Berechnung des DNB-Verhältnisses und nukleare Kernauslegung) sind durch Vergleiche mit Messwerten umfassend validiert und erlauben, die sicherheitsrelevanten Kernparameter mit für den geplanten Betrieb ausreichender Genauigkeit zu bestimmen.

Nach jedem Brennelementwechsel und in periodischen Abständen während des Zyklus werden die Ergebnisse der nuklearen Auslegungsrechnungen mit den Resultaten der Physikmessungen verglichen. Dadurch ist eine breite Grundlage vorhanden, um die Genauigkeit der verwendeten Rechenmethoden abschätzen zu können.

Brennstab-Hüllrohrdefekte

Die seit 1993 aufgetretenen Brennstab-Hüllrohrdefekte wurden entweder durch Fremdkörper-Reibschaden oder durch Spannungsrisskorrosion von Federn im untersten Abstandhalter verursacht. Mit der Einführung von Fremdkörperabscheidgittern und der Wiedereinführung des In-

conel-Abstandhalters mit einem bewährten Federtyp in der untersten und obersten Abstandhalterebene wurden geeignete Korrekturmassnahmen ergriffen.

Aufgrund einer erhöhten Aktivität des Reaktorkühlmittels während des Reaktorbetriebs kann auf Brennstabdefekte geschlossen werden. In den anderen schweizerischen Kernkraftwerken wird bei Erreichen von in der Technischen Spezifikation festgelegten Grenzwerten für die Kühlmittelaktivität ein Abfahren der Anlage vorgeschrieben. Im BHB des KKG (2.3.3.1-1) ist in diesem Fall lediglich eine Meldung an die HSK vorgesehen. *Nach Auffassung der HSK ist auch für KKG die Betriebszeit zu begrenzen, falls ein in den Technischen Spezifikationen festgelegter Grenzwert für die Reaktorkühlmittelaktivität erreicht wird (vgl. Pendenz, Kap. 4.3).*

Einsatz von Borsäure mit erhöhtem B¹⁰-Gehalt

Auf Grund der Verwendung von Brennstoff mit erhöhter Anreicherung setzt KKG Borsäure mit einem erhöhten B¹⁰-Gehalt zur Reaktivitätskompensation ein. Die HSK hat den Einsatz der angereicherten Borsäure freigegeben. Das von KKG verwendete Messverfahren zur Bestimmung des B¹⁰-Gehalts wurde ebenfalls überprüft und freigegeben.

Einsatz von MOX-Brennelementen

KKG hat im November 1995 die Freigabe des Einsatzes von MOX-Brennelementen beantragt. Zu diesem Zweck wurden die Einflüsse des MOX-Einsatzes auf die Kernausslegung, auf das Anlagenverhalten bei Auslegungsstörfällen einschliesslich der radiologischen Auswirkungen, auf die Brennelement-Lagerung, auf die Entsorgung und auf die Auswirkungen schwerer Unfälle untersucht. Aufgrund der Ergebnisse dieser Untersuchungen hat die HSK den Einsatz von maximal 64 MOX-Brennelementen pro Kernbeladung freigegeben. Im Sommer 1997 wurden im KKG erstmals 8 MOX-Brennelemente im Kern eingesetzt.

Unvollständiges Einfallen von Steuerelementen

In den letzten Jahren sind in mehreren Druckwasserreaktoranlagen einzelne Steuerelemente nach einer Reaktorschnellabschaltung verzögert oder unvollständig in den Kern eingefallen. In allen Fällen wurden Führungsrohr-Verbiegungen beobachtet. Untersuchungen zeigten, dass eine zu kleine Dicke der Führungsrohre und zu grosse Niederhaltekräfte der Brennelemente zu solchen Verbiegungen führen können. Aufgrund ihrer Ausführung sind bisher in Brennelementen des KKG-Lieferanten keine Steuerelement-Einfallprobleme aufgetreten. Zusätzliche Steuerelement-Fallzeitmessungen am Zyklusende, die 1996 und 1998 durchgeführt worden waren, bestätigten das einwandfreie Einfallen aller Steuerelemente im KKG.

Hüllrohr-Bestrahlungsprogramm

Mit einer mittleren linearen Stableistung im Kern von 226 W/cm und einer Kühlmitteltemperatur am Kernaustritt von 326 °C gehört KKG zu den Druckwasserreaktoranlagen mit einem hochbelasteten Reaktorkern. In solchen Reaktoren wurde in Verbindung mit einer verbesserten Brennstoffausnutzung in der Vergangenheit eine erhöhte Hüllrohrkorrosion beobachtet. Deshalb hat KKG zusammen mit dem Brennelement-Lieferanten seit 1982 ein umfassendes Hüllrohr-Bestrahlungsprogramm durchgeführt. Es lieferte einen massgeblichen Beitrag zur Entwicklung des Duplex-Hüllrohrs, das aus einem Innenrohr aus Zircaloy-4 und einem dünnen Aussenrohr aus Zirkonium mit einem geringen Zinn-Legierungsanteil besteht. Dieses Duplex-Hüllrohr wird seit 1992 im KKG als Standardhüllrohr verwendet. Damit können nun korrosionsbedingte betriebli-

che Einschränkungen auch bei einer verlängerten Brennelement-Einsatzzeit mit hoher Wahrscheinlichkeit ausgeschlossen werden.

5.3.2 Kernüberwachung

Die Kernüberwachung überprüft die Einhaltung der bei den Störfallanalysen angenommenen Betriebsgrenzwerte für die thermische Reaktorleistung, die lineare Stabeleistung und das DNB-Verhältnis. Sind die Reaktorregelungseinrichtungen nicht mehr in der Lage, das Anwachsen einer Störung zu verhindern, so werden durch die Kernüberwachung die automatisch wirkenden Massnahmen der Reaktorleistungsbegrenzungen (RELEB) ausgelöst. Steigt die Reaktorleistung trotz ausgelöster Leistungsbegrenzungsmaßnahmen weiter an, erfolgt eine Reaktorschnellabschaltung (RESA, s. Kapitel 5.6.1). Die Stabeinwurfschaltung (STEW) hat ebenfalls den Zweck, eine Reaktorschnellabschaltung durch den Einwurf von bis zu 12 ausgewählten Steuerstäben bei grösseren Störungen (Lastabwurf, Pumpenausfall) zu vermeiden. Ein Versagen der Stabeinwurfschaltung wird sicherheitstechnisch beherrscht. Die Stabeinfahrbegrenzung (STEB) gewährleistet eine ausreichende Abschaltreaktivität.

Die Kernüberwachung beruht auf den Messergebnissen der Temperaturmessung in den drei Reaktorkühlmittelleitungen, der Reaktordruckmessung, der Drehzahlüberwachung der Hauptkühlmittelpumpen sowie der Aussen- und Innenkern-Neutronenflussmessung. Die Innenkerninstrumentierung besteht aus den Leistungsverteilerdetektoren und dem Kugelmesssystem. Die Leistungsverteilerdetektoren werden mittels Kugelmesssystem kalibriert.

Die Leistungsbegrenzungseinrichtungen RELEB schützen den Kern vor einer zu hohen globalen Reaktorleistung (L-RELEB mit festem und leistungsabhängigem, gleitendem Grenzwert), vor zu hohen axialen und azimuthalen Schiefasten (Q-RELEB = Leistungsdichtebegrenzung der L-RELEB), vor zu hohen lokalen Leistungsdichten (Peak-RELEB) und gegen Filmsieden der Brennstabhüllrohre (DNB-RELEB). Die L-RELEB und Q-RELEB beruhen auf den Messsignalen der Aussenkerninstrumentierung, während für die Peak-RELEB Messsignale der Innenkern-Neutronenflussmessung verwendet werden.

Die durch die Leistungsbegrenzungseinrichtungen ausgelösten automatischen Massnahmen umfassen Aus- und Einfahrstopps, das Einfahren oder den Einwurf von Steuerelementen, die Absenkung des Sollwerts der Generatorleistung, die Deionateinspeisesperre und die Borierung des Reaktorkühlmittels. Bisher sind automatische Leistungsbegrenzungs-Massnahmen eher selten ausgelöst worden. Die vorgekommenen Auslösungen dieser Begrenzungseinrichtungen haben dazu beigetragen, die Zahl der im KKG aufgetretenen Reaktorschnellabschaltungen klein zu halten.

Steigt die Reaktorleistung trotz der Leistungsbegrenzungs-Massnahmen weiter an, erfolgt eine Reaktorschnellabschaltung beim Erreichen des festen oder des leistungsabhängigen, gleitenden Grenzwerts der thermischen Reaktorleistung (RESA), bei grösseren azimuthalen oder axialen Schiefasten (Q-RESA) oder durch das Ansprechen der DNB-Rechenschaltung (DNB-RESA). Für die RESA-Auslösung werden die Signale der Neutronenfluss-Ausseninstrumentierung verwendet. Bei Ausfall aller drei Hauptkühlmittelpumpen erfolgt neben der Reaktorschnellabschaltung die Einspeisung von Borsäure mit 2500 ppm Bor als Schutz vor einer unbeabsichtigten Kritikalität.

Die HSK ist der Meinung, dass die Kernüberwachungseinrichtungen des KKG geeignet sind, die Brennstabintegrität bei den zu erwartenden Betriebsstörungen zu gewährleisten und Reak-

torschnellabschaltungen mit den damit verbundenen Komponentenbelastungen nach Möglichkeit zu vermeiden.

Die Kernüberwachung beruht auf Messdaten und auf Rechendaten, die bei Zyklusbeginn ermittelt und während des Zyklus diskontinuierlich erneuert werden. Auf Grund der Verwendung fortschrittlicher Auslegungsmethoden (realitätsnah) haben sich die Anforderungen an die Zuverlässigkeit der Kernüberwachung erhöht. Zugleich haben sich die technischen Möglichkeiten für eine verbesserte Kernüberwachung weiter entwickelt. Nach Auffassung der HSK ist es zweckmässig, *die Einführung eines dreidimensionalen Kernsimulator-Computerprogramms bei der Kernüberwachung zu prüfen. KKG hat hierzu eine Stellungnahme bis Juni 2000 zugesagt. (Pendenz)*

5.3.3 Sicherheitsbezogene Leittechnik

In diesem Kapitel werden schwerpunktmässig diejenigen Leittechnik-Ausrüstungen aufgeführt, die eine Wirkung (Begrenzung und Regelung) auf das Nukleare Dampferzeugungssystem ausüben oder dieses überwachen. Die Sicherheitsleittechnik des Reaktorschutzsystems wird in Kap. 5.6.2 bewertet.

Zu den sicherheitsbezogenen Leittechnikeinrichtungen gehören:

- Stab-Positions-Bestimmung – Teil der Stabsteuerung,
- Dreikanaliges Stabeinwurfssystem (STEW) in der Stabsteuerung,
- Vierkanalige Stabfahrbegrenzung (STAFAB) der Stabsteuerung,
- Vierkanalige Reaktorleistungsbegrenzungen (RELEB) mit dreikanaliger DNB-RELEB, unter Verwendung von Signalen von der Leistungs-Verteilungs-Überwachung (LVÜ),
- Vierkanalige Leistungs-Verteilungs-Überwachung (LVÜ) mit Signalen der vierkanaligen Leistungs-Verteilungs-Detektoren-Instrumentierung (LVD der Neutronenfluss-Inneninstrumentierung), von der Neutronenfluss-Ausseninstrumentierung im Leistungsbereich des Reaktors und des Reaktorschutzes,
- Kühlmittel-Druck-Regelung und vierfach-redundante Kühlmittel-Druck-Begrenzung,
- Kühlmitteltemperatur-Regelung,
- Druckhalter-Füllstands-Regelung,
- Neutronenfluss-Regelung,
- Bor-Deionat-Regelung,
- Puls-Deionat-Regelung der Stabsteuerung,
- Leistungs-Verteilungs-Regelung, im KKG durch Handsteuerung wahrgenommen,
- Begrenzungsmeldeanlage (BEGEMA),
- Turbinenregler, v.a. Generator-Leistungsregler und Frischdampfminimaldruck-Regelung,
- Frischdampf-Umleitregelung,
- Dampferzeuger-Regelungen : DE-Füllstands-Regelung, Notspeiseregelung und Notstandspeiseregelung.

Im Unterschied zu Anlagen anderer Lieferanten verfügt KKG somit über Begrenzungseinrichtungen, deren Auslösungen den Sicherheitsfunktionen, insbesondere der Reaktorschnellabschaltung, vorgelagert sind. Die wichtigsten der Begrenzungssysteme (STEW, RELEB, STAFAB und die für deren Funktion wichtigen Teile der Stabsteuerung) sind im KKG mehrsträngig oder mehrfach ausgeführt (2 v 4 oder 2 v 3 -Auslösung), weshalb auch einzelne Fehler erstens nicht zur Verhinderung von Begrenzungsmassnahmen führen, und zweitens in den meisten Fällen keine unnötigen Auslösungen der Begrenzungsfunktionen bewirken.

Gesamthaft beurteilt hat sich das Konzept und die Ausführung der Begrenzungs- und Regelungssysteme und der Stabsteuerung im KKG bewährt, was durch die Betriebserfahrung, insbesondere durch die sehr niedrige Anzahl an RESA-Ereignissen, belegt ist.

KKG plant die Verwendung der eingesetzten festverdrahteten Leittechnik bis an das Ende ihrer Lebensdauer. Da die Seriefertigung der eingesetzten Baugruppen in naher Zukunft auslaufen wird bzw. teilweise bereits eingestellt ist, will man sich dabei vor allem auf eigene Instandhaltungsmassnahmen abstützen. Bei einer unerwarteten Zunahme von Ausfällen bei bestimmten Baugruppen müsste KKG die gewählte Instandhaltungsstrategie neu überdenken.

5.4 NUKLEARES DAMPFERZEUGUNGSSYSTEM

Das nukleare Dampferzeugungssystem umfasst den Reaktorkühlkreislauf mit den Hauptkühlmittelpumpen, den Dampferzeugern, dem Druckhalter, dem Reaktor und den verbindenden Rohrleitungen und sekundärseitig das Frischdampf- und Speisewassersystem bis zu den äusseren Containmentisoliationsarmaturen. Eine schematische Übersicht über das nukleare Dampferzeugungssystem ist in Abbildung 5.4.-1 gegeben.

Die sicherheitstechnisch bedeutsamen Aufgaben des nuklearen Dampferzeugungssystems bestehen einerseits in der Abfuhr der Reaktorleistung resp. der Nachwärme und andererseits dem Einschluss des Reaktorkühlmittels im Reaktorkühlkreislauf resp. von Wasser und Dampf im Sekundärkreislauf während des Normalbetriebs und bei Störfällen.

Verwendete Bauvorschriften

Als Bauvorschrift für die zum Reaktorkühlkreislauf gehörenden Teile des Nuklearen Dampferzeugungssystems wurde der ASME-Code 1971, Add. Winter 1972 Subsect. NB verwendet, wobei teilweise die nach ASME-Code vorgesehenen amerikanischen Werkstoffe durch entsprechende europäische Werkstoffe ersetzt wurden. Für Rohrleitungen und Komponenten des Nuklearen Dampferzeugungssystems, die zur Sekundäranlage gehören, kamen die seinerzeit gültigen DIN- und VGB-Vorschriften zur Anwendung. Während der Planungs- und Bauphase wurden erhöhte Qualitäts- und Prüfanforderungen gestellt. Insgesamt kann eingeschätzt werden, dass die verwendeten Bauvorschriften in Verbindung mit den zusätzlichen qualitätssichernden Massnahmen weitgehend den modernen Anforderungen genügen. Im Unterschied zu einigen anderen Anlagen des gleichen Reaktorlieferanten kam hier das Basissicherheitskonzept für Rohrleitungen und Armaturen nicht zur Anwendung, so dass entsprechende Ausschlagsicherungen eingebaut wurden.

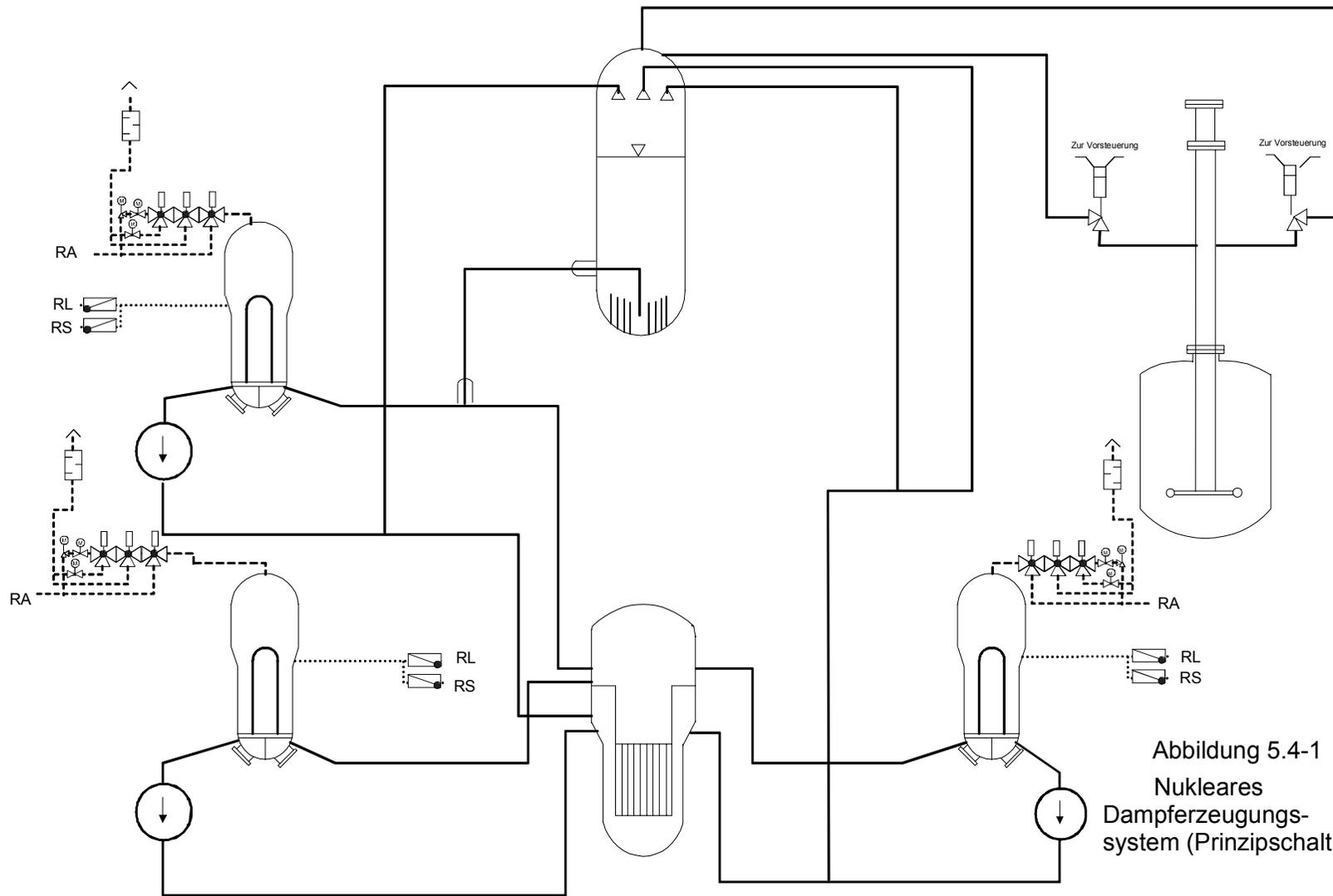


Abbildung 5.4-1
 Nukleares
 Dampferzeugungssystem (Prinzipschaltbild)

Reaktordruckbehälter

Der Reaktordruckbehälter (RDB) ist ein zylindrischer Behälter mit einem Halbkugelboden und einem Deckel. Der Deckel des Druckbehälters besteht aus zwei zusammengeschweissten Schmiedestücken - dem Flanschring und der Kugelkalotte. In die Kugelkalotte sind 52 Stützen für die Steuerstabantriebe, 8 Stützen für die Kerninstrumentierung sowie ein Entlüftungsstutzen eingeschraubt. Die verwendete Konstruktion der RDB-Deckeldurchführungen hat den Vorteil, dass sie sich im Unterschied zu konstruktiven Lösungen anderer Hersteller als nicht rissanfällig erwiesen hat. Als Verschlusschrauben für den Reaktordruckbehälter sind 52 Stiftschrauben mit einer Mittelbohrung für Dehnungsmessungen und Wiederholungsprüfungen vorhanden. Der zylindrische Teil besteht aus zwei nahtlos geschmiedeten Ringen und einem verstärkten geschmiedeten Flanschring, auf dem die Kühlmittelstützen aufgesetzt sind. Als Grundwerkstoff für den RDB und die Stützen der Hauptkühlmittleitungen wurde der Stahl 22NiMoCr 37 verwendet, wobei alle vom Kühlmittel benetzten Teile mit einer austenitischen Plattierung versehen sind. Der untere Halbkugelboden besteht aus einer Kugelkalotte und dem Bodenzonenring. Im Reaktordruckbehälterboden sind keine Durchführungen vorhanden.

Der Reaktordruckbehälter ist auf einen Überdruck von 175 bar und für eine Temperatur von 350 °C ausgelegt.

Die Sprödbruchsicherheit des Reaktordruckbehälters ist sowohl für die Beanspruchungen im Normalbetrieb als auch bei Störfällen für die vorgesehene Einsatzdauer von 40 Jahren (32 Volllastjahre) nachgewiesen. Grundlagen für den Nachweis bilden zum einen die gemessenen bruchmechanischen Kennwerte für den verwendeten Behälterstahl und zum Anderen das Bestrahlungsprogramm mit Voreilproben, welches es gestattet, die zu erwartenden Veränderungen von Materialkennwerten (RT_{NDT}) infolge der Bestrahlung zu erfassen.

Reaktordruckbehälter-Einbauten

Das im Reaktordruckbehälter befindliche Kerngerüst dient der Fixierung des Reaktorkerns. Es besteht konstruktiv aus einem Ober- und einem Unterteil. Der untere Teil des Kerngerüsts besteht im Wesentlichen aus dem zylindrischen Kernbehälter mit der vieleckigen, verschraubten Kernumfassung und dem unteren Rost mit Stauplatte.

Das obere Kerngerüst bildet den oberen Abschluss des Reaktorkerns. Es besteht aus dem oberen Rost mit Deckplatte, den Stützen, den Steuerelementführungseinsätzen, den Führungsrohren für die Kerninstrumentierung und der Gitterplatte. Als Werkstoff wurden austenitische Stähle der 18/9-Klasse eingesetzt.

In der Revision 1986 wurden an drei Brennstäben in zwei Brennelementen Defekte festgestellt, die auf eine zu starke Querströmung über geöffnete Spalten in der Kernumfassung zurückzuführen waren (s. Kap. 4.4.1). Ursache der Spaltöffnungen waren einzelne durch Spannungsrisskorrosion beschädigte Schrauben der Kernumfassung. In den Jahren 1987 und 1988 wurden alle Kernumfassungsschrauben aus Inconel X-750 durch Schrauben aus hochlegiertem Austenit (1.4571) ersetzt.

Zwischen 1983 und 1991 brachen insgesamt 20 Brennelementzentrierstifte aus Inconel X-750 der äussersten Brennelementreihe wegen interkristalliner Spannungsrisskorrosion und Ermüdung. 1991 wurden alle 354 Brennelementzentrierstifte gegen Zentrierstifte aus hochlegiertem Austenit (X10CrNiMoTi18 10) ausgetauscht. Zugleich wurden die neuen Brennelementzentrierstifte konstruktiv optimiert.

Für die Reaktordruckbehälter-Einbauten ist bei Störfällen wie dem Kühlmittelverluststörfall (LOCA) und dem Sicherheitserdbeben nachzuweisen, dass die Abschaltsicherheit und die Kernkühlbarkeit gewährleistet sind. In einer neuen, mit modernen Rechenmethoden durchgeführten Analyse zum LOCA-Verhalten der Brennelement-Struktur wurde ein Leck im Primärkreis der Grösse 0,1F angenommen. Dies entspricht nicht den Annahmen gemäss Sicherheitsbericht, die für Festigkeitsberechnungen der Reaktordruckbehälter-Einbauten einen 2F-Bruch zugrunde legen. *KKG hat bis Ende März 2000 der HSK einen Vorschlag zu unterbreiten, wie diese Abweichung zwischen dem Sicherheitsnachweis für die Brennelementstruktur bei einem Kühlmittelverluststörfall und der Genehmigungsbasis für Kerneinbauten behoben werden kann. In diesem Zusammenhang hat KKG auch den Sicherheitsnachweis für die übrigen RDB-Einbauten unter Benützung moderner Rechenmethoden zu aktualisieren (Pendenz).*

Rohrleitungen des Reaktorkühlkreislaufs

Die Hauptkühlmittelrohrleitungen wurden aus 20MnMoNi55 mit einer austenitischen Plattierung gefertigt. Sie sind wie alle anderen Rohrleitungen des Reaktorkühlkreislaufs für einen Überdruck von 175 bar ausgelegt. Die Volumenausgleichsleitung und die zum Druckhaltesystem gehörenden Rohrleitungen wurden aus Austenit hergestellt. Die Ausführung der geraden Rohre ist nahtlos, die Krümmer bestehen aus längsgeschweissten Halbschalen.

Rohrleitungen des FD- und Speisewassersystems

Von jedem Dampferzeuger wird eine Frischdampfleitung über die Frischdampf-Armaturenstation zum Maschinenhaus geführt. Bis zu den Frischdampf-Isolationsventilen sind die drei Leitungen räumlich getrennt. Als Vorkehrung gegen einen Leitungsbruch im Reaktorgebäude-Ringraum sind die FD-Leitungen im Ringraum und im Bereich der Durchführungen durch die Stahlhülle in einem Doppelrohr geschützt verlegt. Die Frischdampfleitungen sind für einen Druck von 89 bar ausgelegt.

Die Hauptspeisewasserleitung teilt sich vor der Speisewasserstation in drei Leitungen auf, die in die getrennten Kammern der Speisewasserstation geführt werden. Durch den Ringraum und die Stahlhülle sind die drei Leitungen in Doppelrohren geführt. Nach der Durchführung durch den Splitterschutzzyylinder ist in jeder Leitung eine Rückschlagklappe angeordnet. Zwischen diesen Rückschlagklappen und den Dampferzeugern münden die Notspeise- und Notstandspeiseleitungen ein. *Im Unterschied zu anderen Anlagen des gleichen Lieferanten werden im KKG keine gedämpften Rückschlagklappen verwendet. KKG muss den sicherheitstechnischen Nachweis erbringen, dass gedämpfte Speisewasser-Rückschlagklappen nicht erforderlich sind und diesen bis Ende 1999 der HSK vorlegen. (Pendenz)*

Als Werkstoff für die Frischdampf- und Speisewasserleitungen wurden 15NiCuMoNb5 für Leitungen grösser DN 400 (längsgeschweisst) und 15Mo3 für Leitungen <DN 400 (nahtlos) verwendet.

Frischdampf-Armaturenstationen

Jedem Dampferzeuger ist eine Frischdampf-Armaturenstation zugeordnet. Diese besteht aus je einem FD-Isolationsventil, einem FD-Sicherheitsventil, einem FD-Abblase-Absperrventil und einem FD-Anwärmeschieber. Aufgaben und Funktion dieser Armaturen werden im Kapitel 5.6.4 behandelt. Das Armaturengehäuse des FD-Sicherheitsventils ist aus Stahlguss (ferritisch), die Gehäuse der übrigen FD-Armaturen sind aus Schmiedestahl (ferritisch) gefertigt.

1980 kam es infolge Öffnens eines FD-Sicherheitsventils zu einem FD-Druckabfall mit dadurch ausgelöstem Schliessen aller FD-Isolationsventile durch den Reaktorschutz. Durch Änderung der Hysterese beim Ansprechen der FD-Sicherheitsventile und Anpassungen im Reaktorschutz wurde eine Wiederholung dieses Ereignisses ausgeschlossen (vgl. Kapitel 4.4.1).

Ab 1982 wurden Steuerleitungen aus St 1.4541 zu den FD-Sicherheitsventilen wegen aufgetretener Spannungsrisskorrosion durch Inconel 825 ersetzt.

Bei der Durchführung der Funktionsprüfung beim Abfahren der Anlage im Juni 1996 öffnete das FD-Sicherheitsventil RA01 S002 nicht, obwohl der Druck bis auf ca. 90 bar (Auslegungsdruck 88 bar) angehoben worden war. Ursache war ein zu hoch eingestellter Ansprechdruck der Vorsteuerventile und die Verwendung eines zu grossen Toleranzbandes für den Einstellwert. Die Vorsteuerventile wurden neu eingestellt, das Toleranzband wurde korrigiert.

Druckhaltesystem

Das Druckhaltesystem besteht im Wesentlichen aus dem Druckhalter mit der eingebauten Heizung, der Volumenausgleichsleitung, den Sprühleitungen, den Druckhaltersicherheitsventilen mit zugehörigen Rohrleitungen und dem Abblasebehälter. Das System erfüllt die Aufgabe der betrieblichen Druckhaltung und der Druckabsicherung des Reaktorkühlkreislaufes.

Der Druckhalter besteht aus einem zylindrischen Mittelteil und halbkugelförmigen Boden und Deckel. Er ist für einen Druck von 175 bar und eine Temperatur von 362 °C ausgelegt.

Im Unterschied zu anderen DWR-Anlagen verfügt der Druckhalter des KKG nicht über Abblaseventile. Die Überdruckabsicherung wird über die beiden Druckhaltersicherheitsventile gewährleistet, die bei einem Druck im Reaktorkühlkreislauf von 175 bar resp. 181 bar (entspricht einem Druck von ca. 6 bar weniger am Einbauort der Druckhaltersicherheitsventile) ansprechen. Jedem der Sicherheitsventile sind vier federbelastete Steuer-Sicherheitsventile (SSV) zugeordnet, von denen im Normalbetrieb jeweils 2 Ventile betriebsbereit geschaltet sind. Zur Erhöhung der Dichtkraft beim Schliessen sind die Steuer-Sicherheitsventile mit einer elektrischen Magnetzusatzbelastung ausgerüstet, die bei Erreichen des Ansprechdruckes des ersten Hauptventils abgeworfen wird. Die Magnetzusatzbelastung ist so bemessen, dass auch bei Versagen des Abwurfs der Zusatzlast ein Öffnen der Hauptventile beim 1.1-fachen Auslegungsdruck erfolgt.

Hauptkühlmittelpumpen

Die drei Hauptkühlmittelpumpen haben eine konstante Drehzahl von 1490 U/min und werden von luftgekühlten Asynchronmotoren angetrieben. Die Pumpenleistung beträgt 5,1 MW (warm). Zur Erhöhung des Trägheitsmomentes ist am Motor ein Schwungrad eingebaut, welches im Notstromfall die Auslaufzeit der Pumpe verlängert. Gegen ein Schwungradversagen ist eine Auffangvorrichtung vorgesehen. Die Dichtungseinheit jeder Hauptkühlmittelpumpe besteht aus drei Teilen, der HD-Dichtung (einstufige hydrostatische Spaltringdichtung), der ND-Dichtung (hydrodynamische Gleitringdichtung) und der Rückschlagdichtung für den Stillstand. Das Gehäuse der Hauptkühlmittelpumpen besteht aus zwei miteinander verschweissten Teilen aus ferritischem Stahlguss GS 18NiMoCr37 und einem geflanschten Dichtungsgehäuse. Die mit dem Kühlmittel in Berührung kommenden Teile sind austenitisch plattiert.

1985 brach die Welle an der Hauptkühlmittelpumpe 1 (s. Kapitel 4.4.1). Die Demontage zeigte einen vollständigen, von der Keilnut ausgehenden Bruch, ausserdem noch einen unvollständigen, von einer relativ scharfkantigen Umfangsnut ausgehenden Bruch. Beide Brüche erwiesen

sich als hochzyklische Ermüdungsbrüche. Auch die Wellen der Hauptkühlmittelpumpen 2 und 3 zeigten Anrisse am abgerundeten Ende der Keilnut. Durch konstruktive Änderungen wurden Spannungsspitzen an den kritischen Stellen abgebaut.

1988 wurden erneut Risse festgestellt. Seit 1988 wurden andere Wellen eingesetzt, die nur noch dünnsschichtig verchromt waren.

1994 wurden in allen Hauptkühlmittelpumpen komplett neue, technisch verbesserte Laufzeuge eingebaut.

Dampferzeuger

Die drei Dampferzeuger sind stehende U-Rohr-Dampferzeuger mit integrierten Wasserabscheidern. Sie sind primärseitig für einen Überdruck von 175 bar, sekundärseitig für einen Überdruck von 87.3 bar ausgelegt. Die Wärmeübertragungsfläche eines Dampferzeugers beträgt ca. 5400 m² (4106 Heizrohre). Die Heizrohre sind im Rohrboden eingeschweisst und wurden nach dem Schweißen dichtgewalzt. Sie bestehen aus Incoloy 800. Für Mantel, Wasserkammer und Rohrboden der Dampferzeuger wurde geschmiedeter ferritischer Feinkornstahl verwendet. Die mit dem Reaktorkühlmittel in Berührung kommenden Teile sind teils mit Austenit, teils mit Inconel plattiert.

Auf Grund der Phosphatfahrweise im Sekundärkreislauf in der Anfangsphase des Kraftwerkbetriebs kam es zur Ablagerung von Phosphatsalzen oberhalb des Rohrbodens und zu einem flächigen Korrosionsangriff mit Wandstärkenschwächung. Nach der Umstellung der Wasserchemie auf flüchtige Alkalisierungsmittel (AVT-Fahrweise) 1982 und Neuberohrung der Kondensatoren (rostfreier Stahl statt Messing) 1983/84 trat diese Schadensart nicht mehr auf. Geschädigte Heizrohre wurden gestopft.

Während der Revisionen 1993 und 1994 wurden in den Dampferzeugern 10 und 30 zahlreiche Nägel geortet, die noch aus der Bauzeit stammten. Beim Glühen der Montagerundnähte (1977) verglühten genagelte Holzstützkeile, die als Transportsicherung verwendet und nicht entfernt worden waren. Seit 1988 traten Reibschäden an den Heizrohren auf. Um dies zukünftig zu vermeiden, wurden die an kritischen Positionen befindlichen Nägel in den Jahren bis 1996 geborgen. Geschädigte Heizrohre wurden gestopft. Die noch verbliebenen Nägel scheinen mittelfristig keinen Einfluss auf die Integrität der Heizrohre zu haben, erfordern jedoch eine weitere Überwachung.

Insgesamt sind zur Zeit 22 der ca. 12000 Heizrohre verschlossen.

Ermüdungsanalysen

Für den Reaktordruckbehälter mit Einbauten und den Reaktorkühlkreislauf mit Druckhaltesystem liegen Ermüdungsanalysen vor, die auf Basis der während der bisherigen Betriebszeit aufgetretenen Transienten durchgeführt wurden. Diese gestatten einen direkten Vergleich mit den Annahmen aus der ursprünglichen Auslegung. KKG verfügt über ein stationäres und ein mobiles Thermisches Transienten-Erfassungssystem (TTES), welches dazu dient, die Temperaturverläufe an hochbeanspruchten Systemteilen bei Anlagentransienten zu erfassen und den aus den Transienten resultierenden Ermüdungsanteil zu bewerten. Die Transientenbuchhaltung wird von der Abteilung Betrieb des KKG wahrgenommen. Die ursprüngliche Auslegung der Anlage auf Ermüdung ist unter konservativen Lastannahmen (Zyklenzahl und thermische Bean-

spruchung) erfolgt. Die HSK ist der Auffassung, dass sich zum gegenwärtigen Zeitpunkt weitere technische Massnahmen zur Verbesserung der Ermüdungsüberwachung nicht aufdrängen.

Wiederholungsprüfungen

Das Wiederholungsprüfprogramm für das nukleare Dampferzeugungssystem erfüllt die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 und enthält darüber hinaus zusätzliche Prüfungen. 1999 hat KKG das bisher noch fehlende Wiederholungsprüfprogramm für die RDB-Einbauten erstellt und dem SVTI und der HSK vorgelegt. Von Anfang an wurde eine Wiederholungsdruckprobe pro 10 Jahre beim 1.3-fachen Auslegungsdruck für den Reaktordruckbehälter verlangt und durchgeführt.

Die bisher an RDB-Einbauten durchgeführten Prüfungen waren durch aufgetretene Schäden bestimmt, nämlich durch die Brüche von Brennelementzentrierstiften und Kernumfassungsschrauben.

Von allen Komponenten und Komponententeilen, die wiederkehrend geprüft werden, bedürfen auf Grund von Prüfbefunden nur die Dampferzeugerheizrohre und der an der Hauptkühlmitteleitung angebrachte Stutzen der Volumenausgleichsleitung (YPS-Stutzen) einer besonderen Überwachung. Zur Betriebsüberwachung einer rissverdächtigen Anzeige im YPS-Stutzen wurde eine Potenzialsondenmessung installiert. Diese Anzeige wird auch weiterhin speziell überwacht. *Der Unbedenklichkeitsnachweis der Anzeige am YPS-Stutzen ist bis Ende 2001 zu erbringen. Andernfalls sind Massnahmen in Absprache mit der HSK einzuleiten. (Penz)*

5.5 CONTAINMENT UND CONTAINMENTSYSTEME

Das Reaktorgebäude des Kernkraftwerkes Gösgen wird von der HSK in ein Primärcontainment (Reaktorsicherheitsbehälter) und ein Sekundärcontainment (Reaktorgebäude) unterteilt.

5.5.1 Primärcontainment

Die sicherheitstechnische Hauptaufgabe des Primärcontainments besteht im Einschluss der bei Auslegungsstörfällen mit Kühlmittelverlust oder bei Leitungsbrüchen im Frischdampf- oder Speisewasserbereich innerhalb des Containments freigesetzten Aktivität. Zugleich dient es als letzte Barriere gegen eine Freisetzung von Radioaktivität bei auslegungsüberschreitenden Störfällen.

Das Primärcontainment des Kernkraftwerkes Gösgen besteht aus einem kugelförmigen, gasdicht verschweissten, stählernen Reaktorsicherheitsbehälter mit einem Durchmesser von 52 m (Volumen ca. 55'000 m³) und einem Auslegungsdruck (absolut) von 5,89 bar. Es handelt sich um einen Volldruckbehälter, das heisst, dass die bei Auslegungsstörfällen mit Kühlmittelverlust oder bei Brüchen von sekundärseitigen Leitungen innerhalb des Containments freigesetzte Energie zu einem Druckaufbau führt, der vom Primärcontainment ohne zusätzliche Massnahmen aufgenommen wird. Die Leckrate des Primärcontainments wurde mit 0.25 Vol%/d spezifiziert. Die Einhaltung dieser Leckrate wurde bei wiederkehrenden Prüfungen (alle vier Jahre) bisher stets erfolgreich nachgewiesen, zuletzt 1997. Seit 1997 werden die wiederkehrenden Prüfungen mit einem Überdruck von 0,5 bar, statt wie bisher mit einem Überdruck von 1 bar durchgeführt.

Die Auslegung und Ausführung des Primärcontainments des KKG genügen den Anforderungen, die an das Primärcontainment eines modernen, in Betrieb stehenden Druckwasserreaktors zu stellen sind.

Eine Abweichung im Vergleich zu heutigen Auslegungsforderungen in Deutschland (Herkunftsland des Reaktorlieferanten) besteht in den eingesetzten Werkstoffen. Der im KKG für den Reaktorsicherheitsbehälter verwendete Stahl 1.8932 wird von der seit 1982 geltenden KTA-Regel 3401.1 nicht zugelassen. Im Vergleich zum von der KTA-Regel vorgesehenen Stahl 1.6210 weist der im KKG verwendete einen erhöhten Phosphor- und Schwefelgehalt auf, was u.a. zu einer niedrigeren Kerbschlagarbeit und zu einer erhöhten Neigung zur Schweissrissigkeit führt. Beim Bau des Kernkraftwerks Gösgen wurde eine spezielle Bauvorschrift für das Primärcontainment verwendet, welche erhöhte Anforderungen an die Werkstoffkennwerte und die Ausführungsqualität enthielt. Die nach der Herstellung des Primärcontainments durchgeführten Schweissnahtprüfungen (100% Ultraschallprüfung, stichprobenartige Röntgenprüfungen, 100% beidseitige Oberflächenrissprüfung) bestätigten die Rissfreiheit vor Aufnahme des Leistungsbetriebes. Im Normalbetrieb ist das Primärcontainment nur geringen Ermüdungsbeanspruchungen ausgesetzt. Eventuelle nachteilige Auswirkungen des Werkstoffeinsatzes sind daher unwahrscheinlich. Die HSK wird die Auswirkungen des Werkstoffeinsatzes im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogrammes weiter verfolgen.

5.5.2 Sekundärcontainment (Reaktorgebäude)

Das Sekundärcontainment besteht aus einer zylindrischen Betonschale mit einem Aussendurchmesser von 63.6 m, deren oberer Abschluss aus einer halbkugelförmigen Betonkuppel gebildet wird.

Die sicherheitstechnisch wichtigste Aufgabe des Sekundärcontainments besteht im baulichen Schutz der im Reaktorgebäude befindlichen Ausrüstungen gegen einen Flugzeugabsturz und gegen Explosionsdruckwellen. Die massive Betonschale reduziert zudem bei Reaktorunfällen die Strahlenbelastung in der Umgebung durch Abschirmung der Direktstrahlung und durch das Auffangen von Leckagen.

Bei einer Beurteilung nach heutigen Anforderungen genügt die Auslegung des Sekundärcontainments des KKG gegen Flugzeugabsturz den Anforderungen nicht (HSK-Richtlinie R-102, RSK-Leitlinien für DWR). Während der Penetrationsschutz für Trümmerlasten (Triebwerke) als ausreichend beurteilt werden kann, trifft dies für die bei der Auslegung berücksichtigten dynamischen Lasten für den Lastfall Flugzeugabsturz (s. Kap. 3.2.2) nicht zu. Eine Nachrüstung erscheint jedoch unverhältnismässig.

Bei der Planung des KKG war man von der Errichtung eines Güterbahnhofes in der Nähe des Kraftwerkes ausgegangen. Die Auslegung gegen Explosionsdruckwellen erfolgte unter der Annahme der Explosion von 20 Tonnen TNT am Standort des geplanten Güterbahnhofes. Dieser Bahnhof wurde nicht gebaut. Die vorhandene Auslegung gegen Explosionsdruckwellen genügt, um eine Gefährdung der Anlage durch eine Explosion an der in der Nähe des Kraftwerkes verlaufenden Transitgasleitung ausschliessen zu können.

5.5.3 Isolationssystem des Primärcontainments

Die Aufgabe des Isolationssystems des Primärcontainments besteht in der Sicherstellung eines dichten Abschlusses des Primärcontainments bei Störfällen, um einen sicheren Einschluss von eventuell innerhalb des Primärcontainments freigesetzter Aktivität zu gewährleisten.

Für die Aufgabe der Isolation des Primärcontainments werden als Stellglieder Absperrarmaturen an den Containmentdurchdringungen der einzelnen Systeme verwendet, die aus dem Reaktorschutz gesteuert bei Störfallanforderung automatisch geschlossen werden oder infolge des Störfallablaufs selbsttätig schliessen (Rückschlagarmaturen).

Bei der Planung des KKG war es generelles Auslegungsprinzip, dass alle Rohrdurchführungen durch das Primärcontainment mindestens zwei hintereinander angeordnete Absperrorgane aufweisen. Das bedeutet u.a., dass bei einem Einzelfehler an einer Armatur und Instandhaltung an dem der zweiten Armatur zugeordneten Notstromdiesel im Notstromfall zwei hintereinander angeordnete Abschlussorgane ausfallen können. Eine präventive Instandhaltung an Notstromdieseln im Leistungsbetrieb wäre somit streng genommen nicht zulässig. Sie kann jedoch toleriert werden, da der Zeitraum für präventive Instandhaltungsmassnahmen durch den Betreiber kurz gehalten wird (in der Regel wird der gemäss BHB zugelassene Zeitraum nicht ausgenützt) und die Eintrittshäufigkeit für die Ereigniskombination „Kühlmittelverluststörfall mit Notstromfall, gleichzeitige Instandhaltung an einem Notstromdiesel und unabhängiger Einzelfehler am zweiten Absperrorgan“ als sehr gering eingeschätzt werden kann. Zudem ist zu berücksichtigen, dass sich die präventive Instandhaltung während des Leistungsbetriebs positiv auf die Funktionstüchtigkeit der Sicherheitssysteme auswirkt.

In der Regel erfolgt die Stromversorgung der Containmentisulationsarmaturen von zwei verschiedenen notstromgesicherten 380 V- Wechselstromschienen, von denen eine batteriegesichert ist. Eine durch die HSK identifizierte Ausnahme zu dieser Regel bildet die Containmentdurchführung 4.03.04 im Abgassystem, wo die beiden hintereinanderliegenden Containmentisulationsarmaturen TS77S001 und TS77S002 nur von 380 V-Wechselstromschienen (Schienen EX und EU) versorgt werden, so dass diese Containmentdurchführung bei einem "Station Blackout" nicht isoliert wird. Allerdings befindet sich in der gleichen Rohrleitung ein Rückschlagventil, welches bei einem Betriebsunterbruch des Abgassystems infolge des entstehenden Druckabfalls schliesst, so dass auch in diesem auslegungsüberschreitenden Fall von einer ausreichenden Containmentisolation ausgegangen werden kann.

Nicht isoliert werden Rohrleitungen, die zur Störfallbekämpfung (Kernnotkühlung und Nachwärmeabfuhr) benötigt werden, sowie kleinere Messleitungen \leq DN 15). Der nachgerüstete dritte Beckenkühlstrang für das Brennelement-Lagerbecken wird ebenfalls nicht in die Containmentisolation einbezogen, da es sich ausserhalb des Primärcontainments um ein abgeschlossenes System handelt, welches basissicher ausgeführt wurde.

Hinsichtlich Anordnung und Stellzeit genügen diese Absperrorgane den an sie gestellten Anforderungen und berücksichtigen hierbei weitestgehend auch die Forderungen der heute gültigen KTA-Regel 3404.

5.5.4 Isolationssystem des Sekundärcontainments

Die Aufgabe des Isolationssystems der Lüftungsleitungen des Sekundärcontainments besteht in der Sicherstellung der Dichtheit des Sekundärcontainments bei Auslegungsstörfällen oder Unfällen. Es leistet somit einen Beitrag zur Begrenzung der radioaktiven Abgaben an die Umwelt.

Die Lüftungsleitungen des Primärcontainments durchdringen das Sekundärcontainment allerdings ohne Sekundärcontainment-Isolation. Dies bedeutet, dass z.B. bei Dichtungsleckagen der Absperrklappen eventuell in der Primärcontainmentatmosphäre vorhandene radioaktive Stoffe direkt in die Umgebung oder in Nebengebäude gelangen können (Bypass des Sekundärcontainments). Die Absperrklappen (Isolationsventile) des Primärcontainments sind allerdings an das Leckabsaugesystem (TX) angeschlossen, welches allfällige Leckagen ins Containment zurückpumpen soll. Dieses System ist nur 2-strängig und somit bei Annahme eines Einzelfehlers und gleichzeitigem Instandsetzungsfall nicht verfügbar. Deshalb muss im Anforderungsfall und Nichtverfügbarkeit des Leckabsaugesystems mit der Möglichkeit einer direkten Leckage (in der Grösse der Dichtungsleckage der Absperrklappen) aus dem Primärcontainment in die Umgebung (Abgabe über den Kamin) gerechnet werden. Diese Möglichkeit einer direkten Leckage in die Umgebung ist in den Störfallanalysen des Anlagenbetreibers nicht berücksichtigt. Die in Deutschland üblichen Störfall-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, die die methodische Grundlage für die von KKG eingereichten Störfallanalysen bilden, berücksichtigen eine derartige direkte Leckagemöglichkeit ebenfalls nicht. Eine qualitative Überprüfung durch die HSK hat ergeben, dass die in Verbindung mit der beschriebenen direkten Leckage zu unterstellende Veränderung der rechnerisch ermittelten Strahlenbelastung der Umgebung im Vergleich zu den vorliegenden Rechnungen gering ist, wenn realistische Annahmen in Bezug auf den Brennstoffschadensumfang, die Leckagegrösse der Absperrklappen und des Druck-Zeit-Verhaltens der Containmentatmosphäre getroffen werden. Zusätzliche Abklärungen sind daher nicht notwendig (vgl. Kapitel 3.2.1).

5.5.5 Systeme zur Wasserstoffbeherrschung

Das Kernkraftwerk Gösgen verfügt über die folgenden Einrichtungen zur Wasserstoffbeherrschung:

- Wasserstoffüberwachungssystem mit 10 Messstellen,
- 2 elektrisch beheizte Wasserstoffrekombinatoren (je 100 %),
- System zur Luftumwälzung.

Die im KKG vorhandenen Systeme zur Wasserstoffbeherrschung stellen für den Bereich der Auslegungsstörfälle sicher, dass keine unzulässige Wasserstoffkonzentration im Containment auftritt. Hierdurch wird sichergestellt, dass keine Wasserstoffverbrennung als Folge eines Auslegungsstörfalls auftreten kann.

Für den Bereich auslegungsüberschreitender schwerer Unfälle sind die im KKG vorhandenen Einrichtungen entweder nicht geeignet (Luftumwälzung bei grossen Wasserstoffkonzentrationen kann kontraproduktiv sein) oder nicht entsprechend ausgelegt (Abweichung zur HSK-Richtlinie R-103). *Die HSK verlangt vom Anlagenbetreiber die Vorlage eines Konzepts für die Wasserstoffbeherrschung im Containment bei schweren Unfällen (vgl. Kapitel 7.2.2.2).*

5.5.6 Ringraumabsaugung (Notabluftsystem), Leckabsaugesystem

5.5.6.1 Ringraumabsaugung

Die für die betriebsmässige Lüftung des Ringraumes vorhandene Zu- und Fortluft wird bei einem Störfall mit angefordertem Gebäudeabschluss (z.B. bei einem LOCA) durch je zwei hintereinander liegende, luftdichte Absperrklappen geschlossen. Die Unterdruckhaltung im Ringraum übernimmt dann die eigens dafür bestimmte Ringraumabsauganlage mit einer aus Schwebstoff- und Aktivkohlefiltern bestehenden Vor- und Nachfilterkombination. Die abgesaugte und gereinigte Luft wird dem Abluftkamin zugeführt.

Da diese Anlage von sicherheitstechnischer Bedeutung ist (Sicherheitssystem SK 3/EK I), sind die notstromversorgten Ventilatoren 4 x 50% ausgelegt und der passive Filterstrang mit je drei Filtersätzen nach den Ventilatoren ist 2 x 100% vorhanden. Die entsprechenden Anlageteile sind im Ringraum aufgestellt. Die Einschaltung aller vier Ventilatoren erfolgt automatisch bei Lüftungsabschluss des Primärcontainments. Die Luft aus dem Ringraum wird über Tropfenabscheider und Elektrolufterhitzer und die Vorfilterkombination aus Schwebstoff- und Aktivkohlefiltern abgesaugt. Nach den Absaugventilatoren wird die Luft über eine Nachfilterkombination bestehend aus Schwebstoff- und Aktivkohlefiltern und über luftdichte Rückschlagklappen der Abluftkammer und anschliessend dem Abluftkamin zugeführt. Mit dieser Anlage wird im Ringraum ein Unterdruck von 10 mm WS aufrechterhalten. Die Funktionsfähigkeit und der automatische Anlauf werden periodisch alle 2 Monate (Reaktorschutz-Prüfung) geprüft.

Die gegenwärtige Klassierung der Ringraumabsaugung entspricht nur teilweise den Forderungen der HSK-Richtlinie R-06. KKG wird für dieses System der HSK bis Ende 2000 eine angepasste Komponentenliste einreichen. (Pendenz).

5.5.6.2 Leckabsaugesystem

Das Vorhandensein eines Leckabsaugesystems ist eine Besonderheit von Anlagen des Reaktorlieferanten des KKG. Das Leckabsaugesystem hat die Aufgabe, während eines Kühlmittelverluststörfalles eventuell auftretende Leckagen an ausgewählten Primärcontainment-Durchführungen zu erfassen und in das Containment zurück zu pumpen. Dadurch wird verhindert, dass aufgrund von Undichtigkeiten an den Durchführungen radioaktive Stoffe in den Ringraum und/oder in die Umgebung gelangen. Durchdringungen des Primärcontainments (PC), die undicht werden könnten, sind durch konstruktive Massnahmen abgekammert oder durch Doppel dichtungen abgesperrt, wobei der Zwischenraum zwischen den Dichtungen an das Leckabsaugesystem angeschlossen ist. Das Leckabsaugesystem besteht aus zwei parallelen, voneinander unabhängigen Kompressorsträngen. Die Leckagen gelangen in die beiden Stränge jeweils über den zugehörigen Gaskühler, der den Wasseranteil der Leckagen auskondensiert. Während sich das Kondensat im Pufferbehälter sammelt, wird die noch verbleibende Luft/Gasleckage über den Wasserringkompressor und den Ringflüssigkeitbehälter wieder in das Primärcontainment zurückgeführt. Beim Kühlmittelverluststörfall werden beide Kompressoren (2 x 100 %) automatisch über eine betriebliche Verriegelung mit dem Notkühlvorbereitungssignal (YZ31) gestartet. Das System befindet sich im Normalbetrieb in Betriebsbereitschaft. Die Funktionstüchtigkeit wird periodisch alle 3 Monate und vor jedem Anfahren geprüft.

5.5.6.3 Beurteilung

Die HSK beurteilt die beiden Systeme als geeignet. Die seit der Inbetriebsetzung vorgenommenen Nachrüstungen und Verbesserung der Ringraumabsaugung (Nachrüstung einer zweiten, redundanten Filterstrecke) dienen vor allem einer Reduzierung der Aktivitätsabgaben. Aufgrund eines eingehenden Vergleichs mit den Anforderungen der Auslegungsrichtlinie R-101 und der KTA-Regel kann die Ringraumabsaugung sowohl hinsichtlich Konzept als auch deren Auslegung und Ausführung als dem Stand der Technik weitgehend entsprechend bezeichnet werden. Das Leckabsaugesystem genügt weitgehend den heutigen Anforderungen und Auslegungskriterien der R-101 mit Ausnahme des Instandhaltungskriteriums (z.B. postulierte Instandhaltung an einem Diesel), welches nicht erfüllt ist. Diese Abweichung kann allerdings toleriert werden. Betrieb, Prüfungen und Instandhaltung der Anlagen entsprechen dem Stand der Technik.

5.5.7 Gefilterte Druckentlastung

Im Zusammenhang mit den durch die HSK veranlassten Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle (HSK-R-103, s. Kapitel 3.2.3) wurden alle Schweizer Kernkraftwerksbetreiber aufgefordert, zum Schutz des Containments vor einem Überdruckversagen ein System zur gefilterten Druckentlastung nachzurüsten. Dieses System dient bei auslegungsüberschreitenden Störfällen mit langsamen Druckanstieg im Containment zur Rückhaltung von Jod und von radioaktiven Aerosolen. Im KKG erfolgte der Abschluss dieser Nachrüstung Ende 1993.

Das System der gefilterten Druckentlastung ist so ausgelegt, dass beim Auslegungsdruck des Reaktorsicherheitsbehälters (Primärcontainment) von 5.89 bar ein Dampfmassenstrom abgeführt werden kann, der der Dampfproduktion aus einer Nachwärmeleistung von 0.5 % der thermischen Nennleistung des Reaktors entspricht (15 MW). Es kann 24 Stunden lang fremdenergiebetrieben werden. Das System erfüllt die Auslegungsforderungen der HSK-Richtlinie R-40 in vollem Umfang.

5.6 SICHERHEITSSYSTEME

5.6.1 Reaktorabschaltung

Bei internen oder externen Ereignissen, die zu unerwünschten Folgen in der Anlage führen können, muss der Reaktor abgeschaltet werden. Dazu dienen die Einrichtungen der Reaktorschnellabschaltung (RESA), die Bestandteil des Reaktorschutzsystems sind. Die Reaktorschnellabschaltung kann automatisch (YZ11) oder manuell durch den Operateur ausgelöst werden. Einen Gesamtüberblick über alle automatischen RESA-Signale vermittelt Abbildung 5.6.1-1.

Die im KKG vorhandenen Einrichtungen für eine automatische Reaktorschnellabschaltung entsprechen weitgehend dem international üblichen Stand der Technik für Anlagen mit Druckwasserreaktoren. Andere Anlagen des gleichen Reaktorlieferanten verfügen über eine Auslösung der Reaktorschnellabschaltung infolge Frischdampfdruck hoch. *Die HSK ist der Meinung, dass dieses RESA-Signal durch KKG nachzurüsten ist (Massnahme, vgl. Kapitel 6.2.1).* Die vergleichbaren deutschen KKW des gleichen Reaktorlieferanten verfügen über dieses RESA-Signal. Nach Auffassung der HSK erweist sich dieses Signal als nützlich (diversitär zum Signal „Reaktordruck hoch“ bei Annahme des Ausfalls der Begrenzungs- und Regeleinrichtungen oder

zur DNB-RESA bei Verfügbarkeit der Begrenzungseinrichtungen) bei einem fehlerhaften Schliessen eines einzelnen Frischdampfabsperrentils oder bei Nichtverfügbarkeit der Frischdampfsicherheitsventile (Beispiel Ereignis Unterweser, 1998). Damit wird der Auslegungsgrundsatz, unnötige wiederholte Anregungen der FD-Sicherheitsventile nach Möglichkeit zu vermeiden, besser befolgt. Zudem ist zu berücksichtigen, dass KKG im Unterschied zu vergleichbaren deutschen Anlagen nicht über die Möglichkeit einer Vorabspernung der FD-Sicherheitsventile verfügt. Im KKG kam es z.B. 1989 zu einer fehlerhaften FD-Isolation. Als Lehre aus dem Ereignis wurde eine HAND-RESA als Massnahme ins BHB aufgenommen. Handeingriffe bei häufiger zu unterstellenden Transienten sollten vermieden werden.

KKG verfügt über kein RESA-Signal aus dem notstandgesicherten Bereich, sondern verlässt sich auf die Fail-Safe-Auslegung des Reaktorschutzes oder das Ansprechen eines Kriteriums im ungesicherten Bereich (s. Kapitel 3.2.1 und 5.7). *Im Zusammenhang mit der Ertüchtigung des Notstandleitstandes zu einer vollwertigen Notsteuerstelle (s. Kapitel 5.8.4) ist die Zweckmässigkeit der Nachrüstung einer manuellen Reaktorschnellabschaltung zu prüfen (Massnahme).*

5.6.2 Reaktorschutzsystem

Mit umfangreichen Sicherheitssystemen soll im KKW die Einhaltung der folgenden Schutzziele beim Betrieb der Anlage und bei Auslegungsstörfällen sichergestellt werden:

- Reaktivitätskontrolle,
- Wärmeabfuhr aus dem Reaktor,
- Sicherer Einschluss der Aktivität.

Die Einleitung von Störfallmassnahmen und die Steuerung der dafür benötigten Sicherheitssysteme erfolgt durch das Reaktorschutzsystem (RS). Es tritt dann in Aktion, wenn eine Störung nicht mehr durch betriebliche Steuer- und Regelsysteme oder durch Begrenzungssysteme beherrscht werden kann. Basierend auf dieser Aufgabenteilung hat der KKG-Reaktorschutz zwei Hauptaufgaben:

- die Anlage bei Erreichen eines nicht bestimmungsgemässen Betriebszustands sicher abzuschalten (Reaktorschnellabschaltung RESA, s. Kapitel 5.6.1)
- bei einem Störfall automatische Schutzaktionen auszulösen (Notkühlung, Notspeisung, Notstromversorgung, Containmentisolation usw.) und/oder das Personal durch entsprechende Meldungen zu informieren.

Das Reaktorschutzsystem des KKG ist so ausgelegt, dass ein Teil des Systems (YZ) im ungesicherten Bereich (Schaltanlagegebäude) und ein Teil (RX) im gesicherten Bereich (Notstandsgebäude) untergebracht ist. Das Reaktorschutzsystem ist 1E und EK I klassiert.

Der ungesicherte Bereich des Reaktorschutzes ist für die Beherrschung von anlageninternen Störfällen (einschliesslich Sicherheitserdbeben) zweckbestimmt, während die dem gesicherten Bereich zugeordneten Reaktorschutzsignale primär der Beherrschung von äusseren Einwirkungen dienen, zugleich aber eine Redundanz zu einigen im ungesicherten Bereich vorhandenen Reaktorschutzsignalen in Bezug auf die anlageninternen Störfälle darstellen. Der prinzipielle Aufbau des Reaktorschutzsystems ist an einem Beispiel in Abbildung 5.6.2-1 dargestellt.

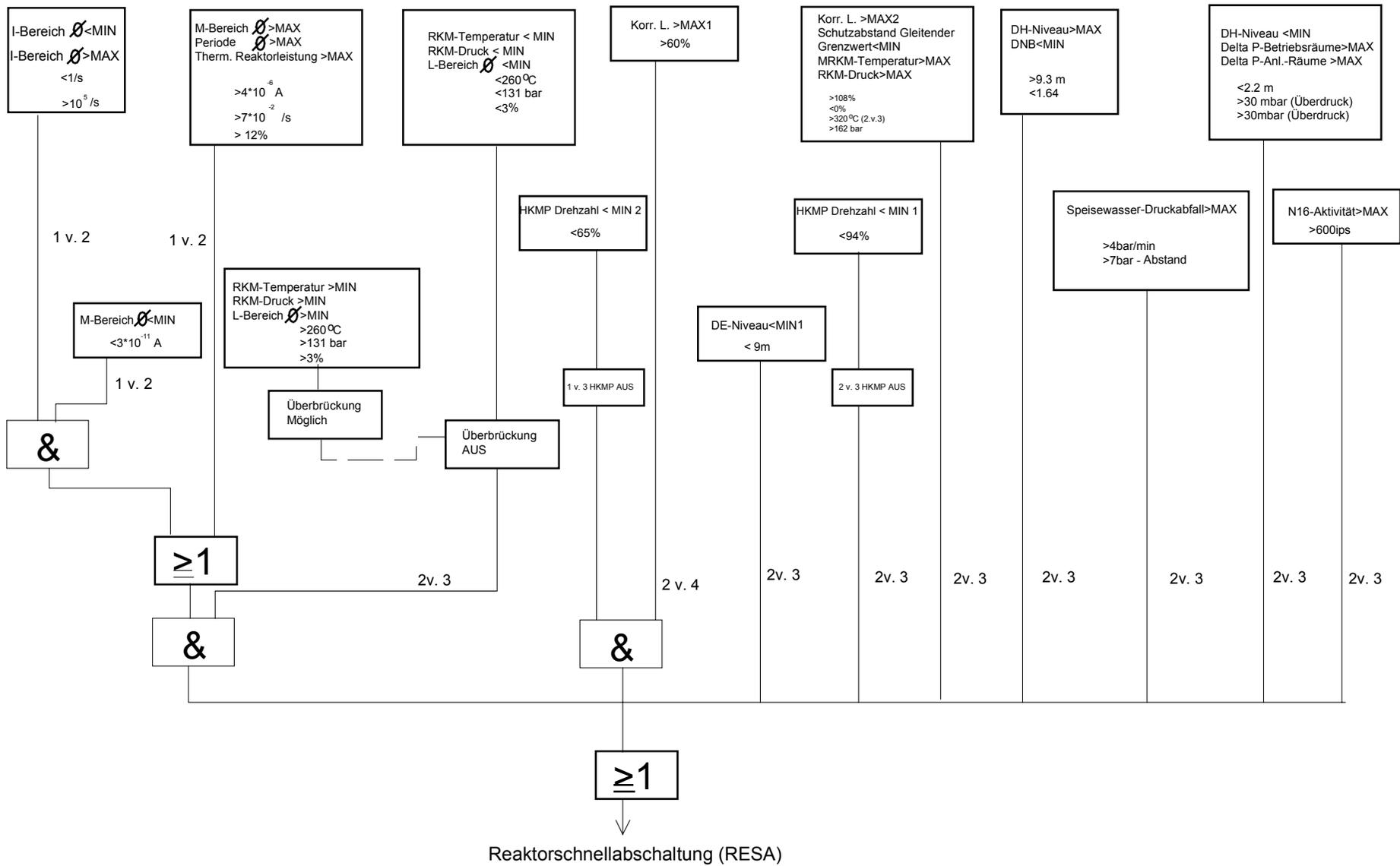


Abbildung 5.6.1-1 Übersicht über RESA-Anregekriterien

Reaktorschutzsignale haben stets Vorrang gegenüber normalen Schutzsignalen (Aggregate-schutz) und Handeingriffen des Personals. Reaktorschutzsignale können bei anstehenden Anrege-signalen nicht oder nur unter bestimmten Bedingungen rückgestellt werden.

Entsprechend der Auslegungsphilosophie des Reaktorschutzsystems wird davon ausgegangen, dass das Reaktorschutzsystem auch nach nicht korrekten Handeingriffen im Kommandoraum jederzeit in der Lage ist, durch erneutes Ansprechen der Anregekriterien die Reaktorschutzaktionen vorrangig auszulösen.

Um seine Aufgaben sicher und zuverlässig erfüllen zu können, muss das Reaktorschutzsystem strenge Anforderungen bezüglich Zuverlässigkeit (des Systems und der eingebauten Komponenten), Verfügbarkeit, Selbstüberwachung, des Verhaltens bei Grenzbelastungen usw. erfüllen. Das KKG-Reaktorschutzsystem entspricht diesen Vorgaben. Es ist einfacher gebaut als modernere Reaktorschutzsysteme des gleichen Lieferanten und erfüllt bezüglich Funktionalität sämtliche gestellten Forderungen. Die Einfachheit der verwendeten Schaltungen und eingebauten Komponenten trägt zu seiner Robustheit, Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit bei.

Die Reaktorschutz-Kanäle mit den elektrischen und mechanischen Geräten der Mess-, Logik- und Steuer- bzw. Betätigungsebene sowie ihre Energieversorgung sind redundant, voneinander unabhängig, räumlich und elektrisch getrennt aufgebaut. Der ungesicherte Teil des Reaktorschutzsystems ist entsprechend der 4 x 50 %-Auslegung der Sicherheitssysteme 4-fach aufgebaut, so dass bei gleichzeitigem Auftreten von zwei systeminternen Fehlern im Schutzsystem im ungünstigsten Fall eine Reaktorschnellabschaltung (RESA) mit Turbinenschnellabschaltung (TUSA) ausgelöst wird. Tritt dabei zugleich ein Störfall durch ein internes auslösendes Ereignis in der Anlage auf, so wird dieser sicher beherrscht. Das Einzelfehlerkriterium ist auch dann erfüllt, wenn wegen Instandhaltung des Reaktorschutzsystems ein Teilsystem ausser Betrieb genommen wird. Der gesicherte Teil des Reaktorschutzsystems ist 3-fach redundant aufgebaut, so dass bei Auftreten eines Fehlers im Schutzsystem Störfälle durch äussere Einwirkungen (z.B. Flugzeugabsturz) sicher beherrscht werden.

Die Messwerterfassung für RESA erfolgt 4-fach redundant mit 2 v 4 Grenzwertverknüpfungen, wenn kein Ersatzkriterium für die Störfallerkennung vorhanden ist, bzw. 3-fach redundant mit 2 v 3 Grenzwertverknüpfungen bei vorhandenem Ersatzkriterium.

Die redundanten Messwertgeber des Reaktorschutzsystems werden durch Vergleicher überwacht. Der Logikteil beruht auf dem Prinzip der Fortpflanzung einer Impulskette, die zur Speisung der angeschlossenen Auslöserelais verwendet wird. Störungen führen zur Unterbrechung der Impulskette und somit zum Abfall der Relais bzw. lösen eine Meldung aus. Der nicht selbst-meldende Auslöserelais-Teil wird während des Leistungsbetriebes per Hand periodisch geprüft.

In der Zeitperiode 1980 - 1997 wurde das Reaktorschutzsystem 130-mal angefordert, überwiegend bei Tests. Dies waren vor allem geplante Handauslösungen der RESA, aber auch einige automatische Auslösungen aufgrund von Betriebsstörungen. In jedem dieser Fälle war das Verhalten des Systems innerhalb der Auslegung. Diese hohe Zuverlässigkeit ist dem Aufbau des Reaktorschutzsystems (Redundanz, Diversität, dynamisches Funktionsprinzip, Selbstprüfung, usw.) zu verdanken.

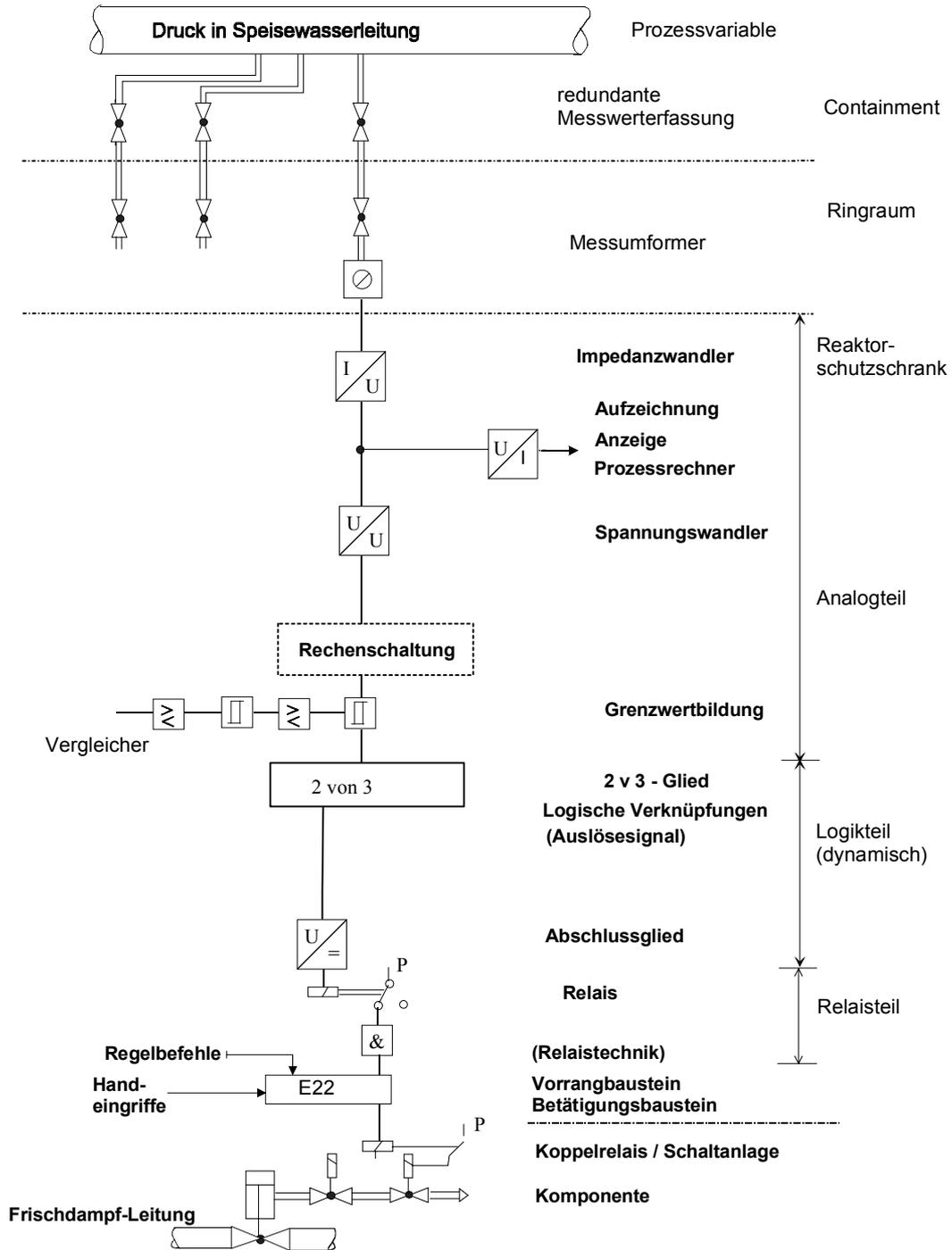


Abbildung 5.6.2-1 – Prinzipieller Aufbau des Reaktorschutzes (ungesicherter Bereich) Beispiel FD-Isolation

Die Zuverlässigkeit der eingesetzten Komponenten ist ebenfalls hoch, was einerseits der Verwendung von qualitativ hochwertigem Material und andererseits umfangreichen Kontrollen und Funktionsprüfungen zu verdanken ist.

Für die Beurteilung des KKG -Reaktorschutzsystems wurde die Erfüllung der Kriterien gemäss:

- HSK-Richtlinie R-101: „Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren“,
- KTA Regel 3501: „Reaktorschutzsystem und Überwachungseinrichtungen des Sicherheitssystems“,
- Erfahrung,
- Stand der Technik,

bewertet. Obwohl die zwei erstgenannten Regeln zum Zeitpunkt des Baus der Anlage Gösgen noch nicht existierten, erfüllt das KKG-Reaktorschutzsystem fast alle ihre Forderungen. Die Abweichungen liegen in tolerierbaren Grenzen

Die verwendeten Baugruppen sind nach den zum Zeitpunkt des Baus der Anlage Gösgen vorgegebenen Anforderungen qualifiziert worden. Sie wurden in den 60er Jahren entwickelt und in rund 20 KKW's und Forschungsreaktoren bis 1983 eingebaut. Die angewandte Technologie entspricht nicht mehr dem heutigen Stand der Technik des Reaktorlieferanten, hat sich aber im langjährigen Einsatz gut bewährt.

Die im KKG-Reaktorschutzsystem eingesetzten Gerätesysteme SIMATIC N, Teleperm C und Dynamisches Magnetkernsystem (DM) sind entweder nicht mehr lieferbar oder ihre Lieferung wird spätestens im Jahr 2000 eingestellt. Dies bedeutet, dass es mit der Zeit schwieriger sein dürfte, ihren hohen Qualitätsstand aufrecht zu erhalten. Aus diesem Grund sind Überlegungen über das weitere Vorgehen schon jetzt angezeigt. KKG hat hierzu im Rahmen der PSÜ ein Konzept vorgelegt, welches von der HSK akzeptiert wurde.

5.6.3 Systeme zur Kernnot- und Nachkühlung

Die Funktion der Kernnotkühlung im KKG ist dem Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsystem TH zugeordnet. Neben der Kernnotkühlfunktion bestehen die weiteren sicherheitstechnischen Aufgaben des TH-Systems in der langzeitigen Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor und dem Containment (KKG hat kein Gebäudesprühsystem) bei Kühlmittelverluststörfällen, sowie in der Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr aus dem Brennelementbecken und dem Reaktordruckbehälter bei Einwirkungen von aussen. Die wärmetechnische Auslegung des Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsystems stellt sicher, dass bei innerhalb der Auslegung zu berücksichtigenden Kühlmittelverluststörfällen die Auslegungskriterien nach HSK-Richtlinie R-101, Pkt. 4.3 erfüllt sind. Dabei wird berücksichtigt, dass die Hauptkühlmittelpumpen bei einem Kühlmittelverluststörfall durch das Reaktorschutzsystem abgestellt werden.

Strukturell ist das Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsystem viersträngig aufgebaut (siehe Abbildung 5.6.3-1). Drei Stränge sind unabhängig aufgebaut und den drei Umwälzschleifen des Reaktorkühlsystems jeweils fest zugeordnet. Der vierte Strang ist mit jedem der anderen drei Stränge verbunden und übernimmt bei Ausfall eines Stranges dessen Funktion (Reservestrang). Bei Reparatur einer Pumpe kann der vierte Strang fest aufgeschaltet werden. Anders

als bei Druckwasserreaktoren anderer Lieferanten speist die Notkühlung in die heisse und die kalte Leitung ein, also über insgesamt 6 Einspeisestutzen.

Das Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsystem TH hat die folgenden sicherheitstechnisch wichtigen Funktionen:

- die Hochdrucksicherheitseinspeisung,
- die Druckspeichereinspeisung,
- das Niederdrucksicherheitseinspeisung,
- die Nachwärmeabfuhr durch Nachkühlbetrieb oder Sumpfbetrieb,
- die Brennelement-Lagerbeckenkühlung.

Hochdrucksicherheitseinspeisung

Die drei fest den Reaktorkühlkreisläufen zugeordneten Stränge des Hochdrucksicherheitseinspeisesystems verfügen jeweils über eine Hochdrucksicherheitseinspeisepumpe, die aus einem Flutbehälterpaar ansaugt und über eine Auswahl-schaltung für die Einspeisung (eigenmediumgesteuerte Dreiwegeventile). Die Auswahl-schaltung stellt die Einspeisung auf die Reaktorkühl-mittelleitung mit dem höheren Druck sicher. Damit wird ein direktes Einspeisen der Hochdruck-sicherheitseinspeisepumpe auf eine gebrochene Einspeiseleitung verhindert, so dass die ge-samte Fördermenge der Pumpe für die Kernnotkühlung zur Verfügung steht. Für die Auswahl-schaltung vorgewählt ist der kalte Strang des jeweiligen Reaktorkühlkreislaufs. Der vierte Strang dient als Reservestrang und ist mit den anderen drei Strängen über Rohrleitungen und Ar-maturen verbunden (siehe Abbildung 5.6.3-1).

Da die Hochdrucksicherheitseinspeisepumpen bei hohem Druck einspeisen, dienen sie in erster Linie der Sicherstellung der Kernkühlung bei kleineren Lecks, die nur zu einem langsamen Druckabfall im Reaktorkühlkreislauf führen. Die Nachzerfallwärme muss direkt über das Leck (in das Containment) und über die Dampferzeuger an die Sekundärseite abgeführt werden. Eine Umschaltung auf Sumpfbetrieb ist auslegungsgemäss nicht möglich. Deshalb muss mit 100K/h über die Sekundärseite abgefahren werden. Das Hochdruckeinspeisesystem ist somit allein nicht in der Lage, Kühlmittelverluststörfälle zu beherrschen, da die langfristige Nachwärmeabfuhr sichergestellt werden muss.

Druckspeichereinspeisung

Das Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsystem TH verfügt über 6 Druckspeicher. Jeweils zwei sind den fest den Reaktorkühlmittelkreisläufen zugeordneten TH-Strängen zugeordnet, wobei je ein Druckspeicher an einer „kalten“ und an einer „heissen“ Einspeiseleitung angeschlossen ist. In den Druckspeichern befindet sich ein unter Druck befindliches Stickstoffpolster. Bei einem Reaktordruck unterhalb 26 bar speisen die Druckspeicher (34 m³ je Druckspeicher) selbsttätig ein. Die Druckspeicher kommen somit bei Kühlmittelverluststörfällen zum Einsatz, wenn der Druck im Reaktorkühlkreislauf gegenüber dem normalen Betriebsdruck deutlich abgesenkt ist. Bei mittleren und grossen Kühlmittelverluststörfällen (vgl. Kapitel 6.2) genügt die Wärmeabfuhr über das Leck, um den Kühlmittel-druck bis unter den Ansprechwert der Druckspeicher abzu-senken. Für diese Fälle ist das Wasserinventar in den Druckspeichern so bemessen, dass der Reaktorkern geflutet wird (dafür genügt das Inventar aus zwei Druckspeichern), bis das Nieder-druckeinspeisesystem wirksam einspeisen kann.

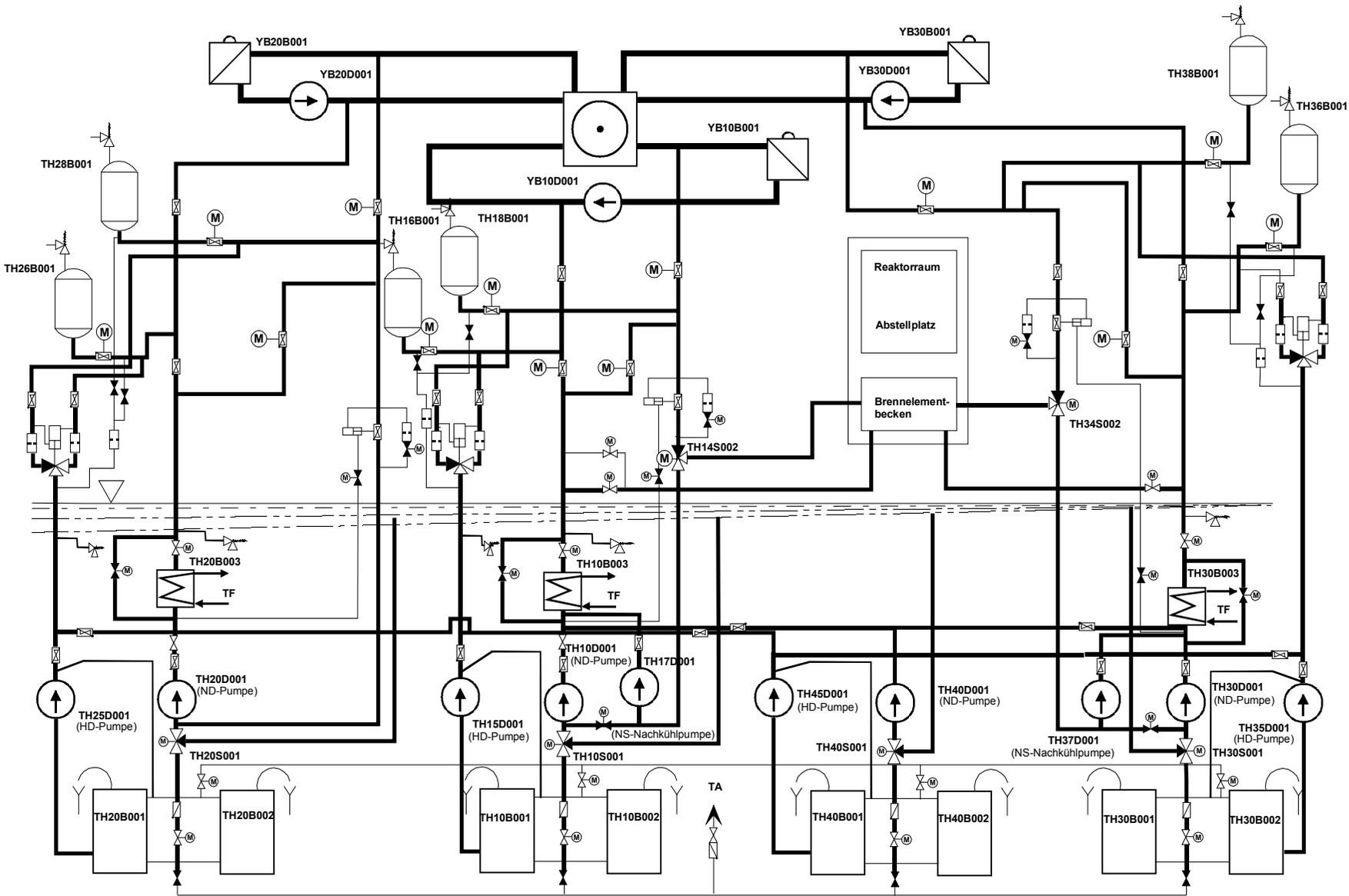


Abbildung 5.6.3-1 Prinzipschaltbild des Kernotkühl- und Nachwärmabfuhrsystems (ohne Darstellung des nachgerüsteten dritten Beckenkühlstranges)

Niederdrucksicherheitseinspeisung und Nachwärmeabfuhr

Jeder der drei fest den Reaktorkühlkreisläufen zugeordneten Stränge des Niederdrucksicherheitseinspeise- und Nachwärmeabfuhrsystems verfügt über eine Pumpe, die von einem Flutbehälterpaar (gemeinsam mit der zum gleichen Strang gehörenden Hochdrucksicherheitseinspeisepumpe), vom Reaktorgebäudesumpf oder vom Reaktorkühlkreislauf (Nachkühlbetrieb) ansaugt und einen Nachwärmekühler. Der vierte Strang verfügt über keinen eigenen Wärmetauscher. Die Umschaltung der Stränge des Niederdrucksicherheitseinspeise- und Nachwärmeabfuhrsystems auf Sumpfbetrieb erfolgt über je ein Dreiwegventil. Die Umschaltung wird nach Entleerung der Flutbehälter über das Signal „Füllstand tief“ automatisch ausgelöst.

Bei Kühlmittelverluststörfällen dient das Niederdrucksicherheitseinspeise- und Nachwärmeabfuhrsystem der Abfuhr der Nachzerfallswärme aus dem Reaktor und aus dem Containment. Die Wärmeabfuhr erfolgt hierbei im Sumpf- oder im Nachkühlbetrieb (kleine Lecks). Es stellt zudem sicher, dass der Reaktorkern auch langfristig mit Wasser bedeckt und durchströmt bleibt und eine Verdampfung vermieden wird. Auf Grund der fehlenden Dampfbildung besteht hier auch keine Gefahr für ein Eindicken (im Extremfall Auskristallisieren) der Borsäure. Das Niederdrucksicherheitseinspeisesystem speist kombiniert, d.h. heiss- und kaltseitig, in die Reaktorkühlmittelschleifen ein. Die Wärmeabgabe im Nachwärmekühler erfolgt an das nukleare Zwischenkühlwassersystem TF. Bei Strangrevision und unterstelltem Einzelfehler kann die Nachwärmeabfuhr im Sumpfbetrieb nur über einen TF-Strang erfolgen. Analysen haben gezeigt, dass bei Berücksichtigung des Containmentgedrucks die Nachwärme über eine TH- und eine TF-Pumpe erfolgreich abgeführt werden kann.

Die Auslegung der Sumpfsiebe (4 separate Sumpfkammern) entspricht weitgehend den Anforderungen des amerikanischen Regulatory Guides 1.82, Rev.1. Eine durchgeführte Verstopfungsanalyse hat gezeigt, dass bei Kühlmittelverluststörfällen ein Totalausfall der Sumpfansaugung durch Verstopfung durch abgerissenes Isolationsmaterial für Auslegungsstörfälle ausgeschlossen werden kann. Dessenungeachtet hat KKG auf Veranlassung der HSK Notfallmassnahmen vorbereitet, um im Falle der Nichtverfügbarkeit einer der Nachkühlpumpen die entsprechende Notstandnachkühlpumpe in Betrieb nehmen zu können oder verstopfte Sumpfsiebe vom Brennelementbecken her rückspülen zu können.

Brennelement-Lagerbeckenkühlung

Zwei Stränge des Niederdrucksicherheitseinspeise- und Nachwärmeabfuhrsystems (TH10 und TH30) werden zur Brennelementbeckenkühlung verwendet. Bei einem Kühlmittelverluststörfall kann die Brennelementbeckenkühlung unterbrochen werden (automatische Umschaltung auf LOCA-Betrieb). Sie wird im späteren Störfallverlauf von Hand wieder in Betrieb genommen. 1999 wurde ein dritter unabhängiger Beckenkühlstrang nachgerüstet und in Betrieb genommen. Dies hat zu einer deutlichen Reduzierung der rechnerischen Eintrittshäufigkeit eines Brennstoffschadens im Anlagenstillstand beigetragen (vgl. Kapitel 7.3).

In den Strängen TH10 und TH30 ist zusätzlich eine Notstandnachkühlpumpe mit etwas geringerer Förderleistung als die Nachkühlpumpe installiert. Mit Hilfe dieser Pumpen kann ein Notstandnachkühlbetrieb durchgeführt werden (manuelle Inbetriebnahme). Im Leistungsbetrieb können die Notstandnachkühlpumpen auch für die Kühlung des Brennelementbeckens verwendet werden.

Jeder Strang des Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsystems verfügt über eine eigene Notstromversorgung (Zuordnung zu den Redundanzen 1 - 4). Die Notstandnachkühlpumpen werden von den Notstanddieseln 5 und 6 mit Strom versorgt.

Die HSK hat die Ausführung und Auslegung des Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsystems sowie dessen Betriebserfahrung einer eingehenden Überprüfung unterzogen. Die vorliegenden Betriebserfahrungen wie auch die Ergebnisse der wiederkehrenden Prüfungen wurden als gut bewertet.

Die Beurteilung der Erfüllung der Kriterien für die Kernnotkühlung und Nachwärmeabfuhr der HSK-Richtlinie R-101 wurde in Kapitel 3.2.1 vorgenommen.

Andere Anlagen des gleichen Reaktorlieferanten haben die Möglichkeit einer Hochdruckrezirkulation (Umschaltmöglichkeit der Hochdrucksicherheitseinspeisepumpen auf Sumpfbetrieb) nachgerüstet. Diese Massnahme ist zweckmässig zur Sicherstellung der Kernnotkühlung bei auslegungsüberschreitenden Störfällen, die potenziell zu einem Hochdruckkernschmelzen führen können (z.B. bei einem kleinen Leck und Ausfall der Nachwärmeabfuhr via Sekundärseite). Diese Massnahme wurde international in Kombination mit einer primärseitigen Druckentlastung („primary bleed“) realisiert, kann jedoch auch als alleinstehende Massnahme von Nutzen sein. *Im Zusammenhang mit der Durchführung einer Machbarkeitsstudie zur Nachrüstung einer primärseitigen Druckentlastung verlangt die HSK auch eine Beurteilung des mit der Nachrüstung einer Hochdruckrezirkulation erreichbaren Sicherheitsgewinns (vgl. Kapitel 3.2.3 - Massnahme).*

5.6.4 Systeme zur sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr

Das Kernkraftwerk Gösgen verfügt über folgende Systeme und Einrichtungen zur Sicherstellung der sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr bei Ausfall oder Störungen der betrieblichen Hauptwärmesenke (Speisewassersystem und Turbine mit Kondensator und Hauptkühlwassersystem):

- Einrichtungen zur Frischdampf-Druckbegrenzung und -Entlastung,
- Einrichtungen zur Isolation gestörter Dampferzeuger,
- An- und Abfahrssystem RR,
- Notspeisesystem RS,
- Notstandspeisesystem RX (s. Kap. 5.7).

Wenn das Speisewassersystem RL zur Verfügung steht, kann es ebenfalls zur sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr verwendet werden. Der Aufbau des Speisewassersystems RL ist schematisch aus Abb. 5.6.4-1 ersichtlich.

Einrichtungen zur Frischdampf-Druckbegrenzung und -Entlastung

Für die Frischdampfdruckentlastung können je nach Verfügbarkeit das Frischdampfumleitungs-system, die Frischdampfsicherheitsventile oder die Frischdampfabblassarmaturen verwendet werden. Mit Hilfe der Frischdampfsicherheitsventile ist es nur möglich, die Anlage im Zustand „heisse Bereitschaft“ zu halten.

KKG verfügt über drei Frischdampfumleitstationen, die dazu bestimmt sind, überschüssigen, von der Turbine nicht abnehmbaren Dampf in den Kondensator umzuleiten. Bei einer Turbinenschnellabschaltung oder bei einer schnellen Lastabsenkung kann dadurch eine Reaktor-

schnellabschaltung vermieden werden. Mit Hilfe der Frischdampfumleitstationen kann ein Abfahren der Reaktoranlage mit einem eingestellten Gradienten von 45K/h (betriebliches Abfahren) oder mit 100 K/h durch Wärmeabfuhr über die Hauptwärmesenke realisiert werden. Bei einem Notstromfall stehen die FD-Umleitstationen nicht zur Wärmeabfuhr zur Verfügung (Ausfall der Hauptwärmesenke), da sie nicht notstromversorgt sind.

Aufgabe der Frischdampfsicherheitsventile ist die Druckbegrenzung im Frischdampfsystem auf den maximal zulässigen Wert. Dabei gehört zu jeder der einem der Dampferzeuger zugeordneten Frischdampfstationen ein Frischdampfsicherheitsventil (total 3), welches in der Lage ist, bei 88 bar die gesamte Frischdampfmenge eines Dampferzeugers bei Vollast über Schalldämpfer in die Atmosphäre abzublasen (Abblasemenge max. 547 kg/s). Die Frischdampfsicherheitsventile sind auch dafür bestimmt, im Notstandsfall im Zusammenwirken mit dem Notstandssystem RX innerhalb der ersten 10 Stunden nach Störfalleintritt die Nachwärmeabfuhr ohne Handeingriffe sicherzustellen.

Jede der drei Frischdampfarmaturenstation verfügt über ein Abblaseabsperrentil und ein nachgeschaltetes Abblaseregelventil. Die Abblasekapazität ist so gewählt, dass selbst bei einem reduzierten Vordruck von 5 bar 23,6 kg/s Dampf abgeblasen werden können. Dies entspricht ca. 1,5 % der Nennleistung der Reaktoranlage. Die Abblasefunktion muss in KKG durch einfache Operateureingriffe eingeleitet werden. Auch hier kann ein Abfahrgradient von 45 K/h oder 100 K/h gewählt werden. Die Stromversorgung der Abblaseregelventile erfolgt im Notstromfall von der Notstandstromversorgung. 1999 wurde das Abblaseregelventil der Redundanz 3 durch einen neuen Typ ersetzt. Für das Jahr 2000 plant KKG den Austausch der beiden anderen Abblaseregelventile.

Frischdampfisolation

Bei Leitungsbrüchen im Frischdampfsystem haben die Isolationsventile die Aufgabe, die einzelnen Dampferzeuger vom Frischdampfsystem zu trennen, um das Ausdampfen von mehr als einem Dampferzeuger unter Annahme eines Einzelfehlers zu verhindern. Sie beschränken damit die Abkühlung des Reaktorkühlkreislaufes, den Druckaufbau im Containment und unterstützen damit die sekundärseitige Nachwärmeabfuhr. Entsprechend dieser Aufgabenstellung sind diese Armaturen so ausgelegt, dass die Schliessfunktion der Ventile sowohl bei Frischdampfleck vor oder nach den Frischdampfarmaturenstationen aufrecht erhalten wird.

Systeme zur Bespeisung der Dampferzeuger

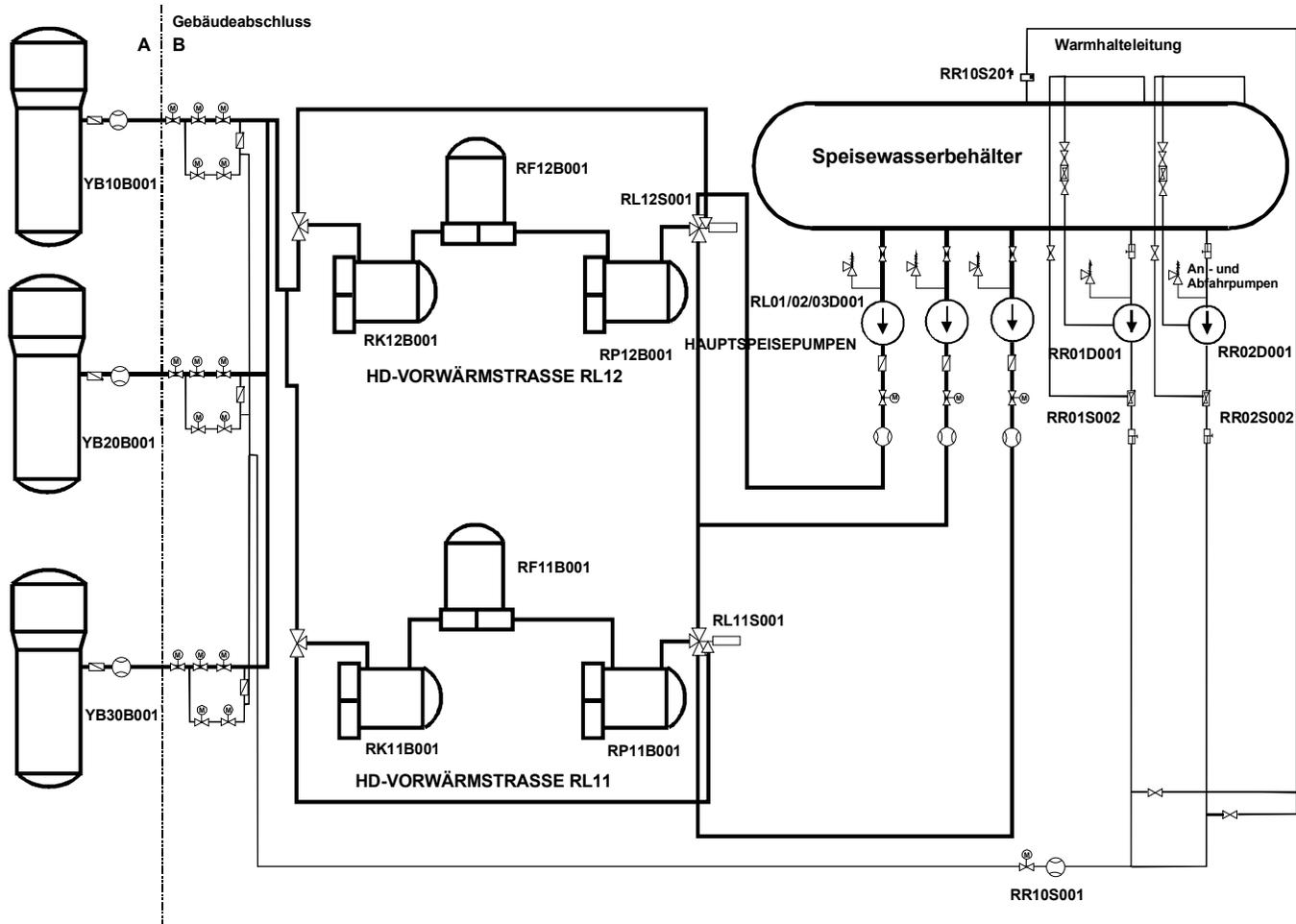
Voraussetzung für eine dauerhaft erfolgreiche Nachwärmeabfuhr über die Sekundärseite ist das Aufrechterhalten eines ausreichenden Füllstandes auf der Sekundärseite in mindestens einem Dampferzeuger. Der Wärmetransport auf der Primärseite kann dabei durch Zwangsumlauf (Hauptkühlmittelpumpen in Betrieb), Naturumlauf oder im Dampf-Kondensations-Modus erfolgen.

An- und Abfahrssystem RR

Das An- und Abfahrssystem (Abbildung 5.6.4-1) hat die Aufgabe,

- beim An- und Abfahren der Anlage unterhalb ca. 3% Reaktorleistung die Bespeisung der Dampferzeuger sicherzustellen,

Abbildung 5.6.4-1 Hauptspeisewassersystem und An- und Abfahrssystem (Prinzipschaltbild)



- im Notstromfall, bei Ausfall der Speisewasserpumpen und auch bei Speisewasserleckagen im Bereich der Hochdruckvorwärmer die Bespeisung der Dampferzeuger zur Abfuhr der Nachzerfallswärme zu übernehmen.

Das An- und Abfahrssystem saugt aus dem Speisewasserbehälter an und verfügt über einen minimalen Wasservorrat von 140 m³. Die Auslegung des An- und Abfahrssystems entspricht einer 2 x 50%-Auslegung in Bezug auf ein Kaltfahren der Anlage und 2 x 100% in Bezug auf die Nachwärmeabfuhr. Jede der beiden An- und Abfahrpumpen hat eine Förderkapazität von ca. 23,6 kg/s.

Das An- und Abfahrssystem ist zwar notstromgesichert, sicherheitstechnisch aber nicht klassiert. Bei deterministischen Sicherheitsanalysen wird das An- und Abfahrssystem deshalb nicht berücksichtigt.

Notspeisesystem

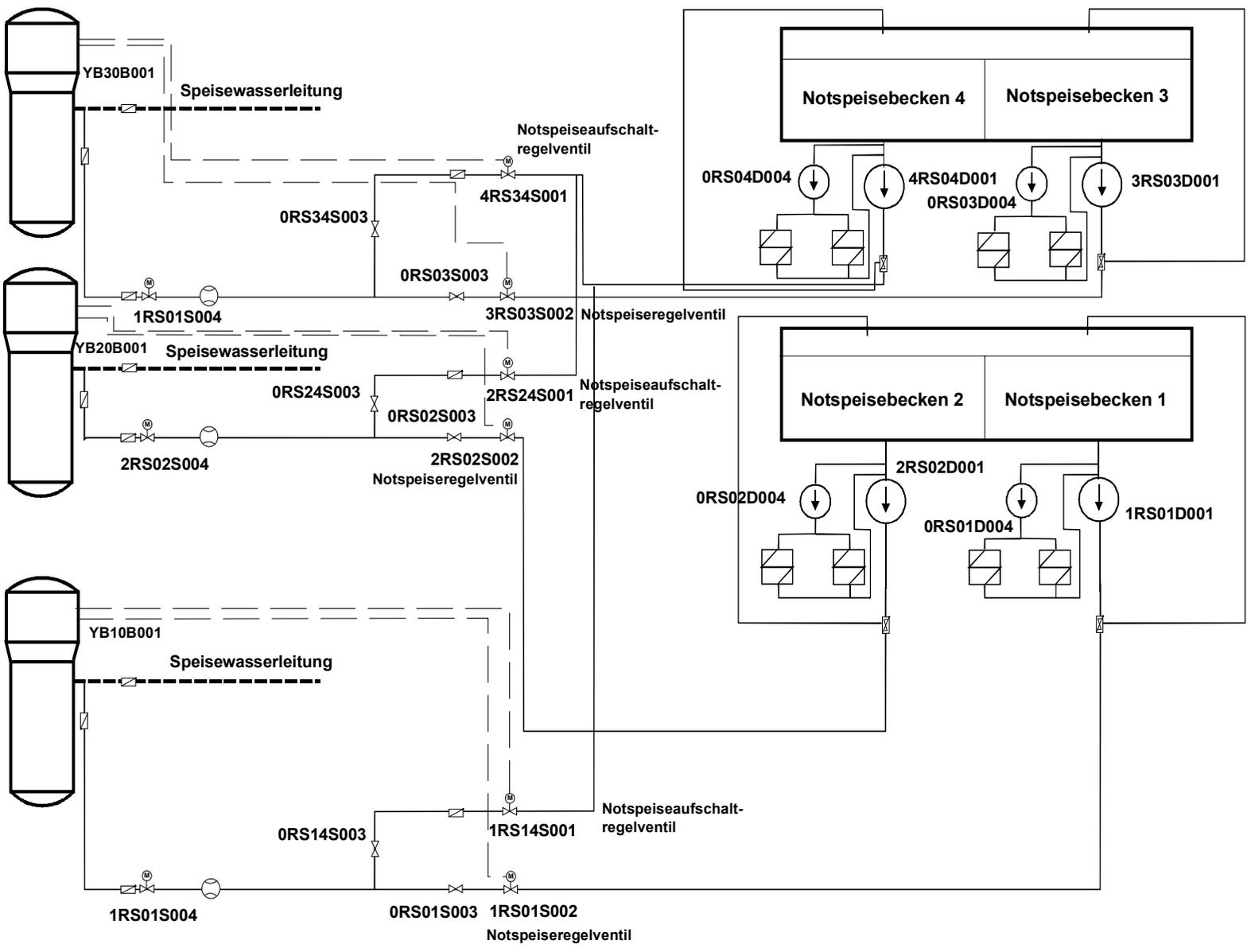
Das notstromgesicherte Notspeisesystem dient zur Sicherstellung der Dampferzeugerbespeisung bei

- systemeigenen Störfällen des Wasser-Dampfkreislaufes (z.B. bei bestimmten Speisewasserlecks und Ausfall der Speisewasser- und An-/Abfahrpumpen),
- Kühlmittelverluststörfällen ohne betriebliche Bespeisung mit den Speisepumpen bzw. den An-/Abfahrpumpen,
- bei Störfällen infolge Erdbeben.

Das Notspeisesystem (Abbildung 5.6.4-2) verfügt über drei Notspeisestränge, die fest jeweils einem Dampferzeuger zugeordnet sind und über einen vierten Notspeisestrang, der auf jeden der drei Dampferzeuger aufgeschaltet werden kann. Die Kapazität einer Notspeisepumpe beträgt 23,6 kg/s (Nennfördermenge). Jeder Notspeisestrang verfügt über ein Notspeisebecken mit einem Deionatvorrat von 210 m³. Für ein Abfahren der Anlage mit 100K/h sind zwei von vier Notspeisepumpen erforderlich (Auslegung 4 x 50%), für ein Abfahren in den Zustand „Nulllast heiss“ genügt eine Notspeisepumpe (entspricht einer Auslegung von 4 x 100%). Die Förderhöhe der Notspeisepumpen ist so gewählt, dass sie gegen den Ansprechdruck der Frischdampfsicherheitsventile einspeisen können.

Bei auslegungsüberschreitenden Unfällen (z.B. FD-Leitungsbruch ausserhalb des Containments bei Annahme eines gleichzeitigen Versagens der Frischdampfisolierung) kann es erforderlich sein, dass die Notspeisepumpen in einen drucklosen Dampferzeuger einspeisen müssen. Gegenwärtig ist aus Sicht der HSK nicht geklärt, ob dies ohne Drosselung des Pumpendurchflusses möglich ist bzw. wie diese Drosselung vorgenommen wird. Probleme könnten u.a. die Sicherstellung des Axialschubausgleichs der Pumpen über die dafür vorgesehene Entlastungseinrichtung bereiten. Andere Anlagen des gleichen Reaktorlieferanten haben aus diesem Grund eine Druckhalteregelung nachgerüstet. *KKG ist aufgefordert im Rahmen der in Kapitel 3.2.3 geforderten Validierung der Massnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zur sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr zu dieser Frage eine Überprüfung durchzuführen (vgl. Massnahme Kap. 3.2.3).*

Abbildung 5.6.4-2 - Notspeisesystem (Prinzipschaltbild)



Das Notspeisewassersystem wird automatisch in Betrieb genommen, wenn der Dampferzeugerfüllstand kleiner als 5 m ist. Die Notbespeisung muss den Dampferzeugerfüllstand oberhalb ca. 2 m halten, um noch eine ausreichende Wärmeabfuhr vom Reaktorkühlkreislauf an die Sekundärseite gewährleisten zu können.

Um bei schweren Unfällen im Rahmen der anlageninternen Notfallmassnahmen eine sekundärseitige Bespeisung der Dampferzeuger durch das Feuerlöschsystem zu ermöglichen, wurde in der Druckleitung der aufschaltbaren vierten Notspeisepumpe ein Stutzen für den Anschluss einer Schlauchverbindung installiert. Über diese Anschlussmöglichkeit kann eine Bespeisung der Dampferzeuger über Aussenhydranten oder von einem Tanklöschfahrzeug aus ohne elektrische Energie durchgeführt werden. Als zusätzliche Bespeisungsmöglichkeit im Notfall hat KKG die Druckentlastung der Dampferzeuger und Bespeisung vom Speisewasserbehälter unter Ausnutzung der vorhandenen Druckdifferenz vorgesehen.

Notstandspeisesystem RX

Das zweisträngig aufgebaute Notstandspeisesystem RX dient bei allen Störfällen, in denen die normale Nachwärmeabfuhr infolge von extremen äusseren Einwirkungen (z.B. Flugzeugabsturz oder Einwirkungen durch Dritte) ausgefallen ist, der Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf. Dazu wird die Sekundärseite der Dampferzeuger 1 und 3 mit kaltem Deionat bespeist und die Nachwärme durch Verdampfen des Dampferzeugerwassers und Abblasen des Dampfes über Dach abgeführt. Es steht ein Deionatvorrat von $2 \times 530 \text{ m}^3$ in speziellen Notstandbecken zur Verfügung. Die Fördermenge einer RX-Pumpe beträgt 23.6 kg/s (Nennfördermenge). Das Notstandsysteem wird in Kapitel 5.7 ausführlicher beschrieben.

KKG verfügt im Unterschied zu anderen Druckwasserreaktoren des Reaktorlieferanten KWU nicht über Möglichkeiten zur Einleitung einer direkten primärseitigen Druckentlastung, welche dazu verwendet werden könnte, bei einem Verlust der sekundärseitigen Wärmesenke den Druck im Reaktorkühlkreislauf abzubauen, um ein Einspeisen aus den Druckspeichern und eine nachfolgende Niederdruckeinspeisung durch das TH-System zu ermöglichen (Primärseitiges Feed and Bleed). Deshalb kommt der Verfügbarkeit der sekundärseitigen Wärmesenke im KKG-Sicherheitskonzept eine erhöhte Bedeutung zu.

Die HSK hat die Einrichtungen und Systeme zur sekundärseitigen Wärmeabfuhr einer umfassenden Überprüfung unterzogen. Ausführung und Auslegung der Systeme entsprechen dem Stand der Technik zum Zeitpunkt der Planung des KKG, genügen aber durchaus auch moderneren Anforderungen. Bei einem Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung stehen im KKG insgesamt 8 Pumpen zur Nachwärmeabfuhr zur Verfügung, was nach der ursprünglichen Auslegung einer $8 \times 50\%$ -Bespeisungskapazität der Dampferzeuger entspricht. Für die langzeitige Nachwärmeabfuhr entspricht die Bespeisungskapazität sogar einer Auslegung von $8 \times 100\%$. Allerdings ist einschränkend zu vermerken, dass ein Parallelbetrieb von Notspeisesystem und An- und Abfahrssystem nur über Operateureingriffe sichergestellt werden kann. Zudem ist gegenwärtig nicht sichergestellt, ob die Notspeise- und Notstandspeisepumpen ohne Drosselung in der Lage sind, in einen drucklosen Dampferzeuger einzuspeisen, was bei auslegungsüberschreitenden Unfällen notwendig sein kann. *KKG ist aufgefordert im Rahmen der in Kapitel 3.2.3 geforderten Validierung der Massnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zur sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr diese Frage zu klären. Gegebenenfalls sind hier zusätzliche Massnahmen vorzubereiten.*

KKG hat zusätzlich anlageninterne Notfallmassnahmen zur Bespeisung der Dampferzeuger mittels Feuerlöschwasser oder durch Druckentlasten eines Dampferzeugers unter Ausnutzung des ΔP vom Speisewasserbehälter vorbereitet.

Die Einrichtungen zur Frischdampfentlastung entsprechen hinsichtlich der Ausführung und Auslegung nicht mehr voll dem Stand der Technik für moderne Druckwasserreaktoren. So erfolgt die Nachwärmeabfuhr im Notstandsfall nur über die FD-Sicherheitsventile, so dass während des geforderten 10-stündigen Autarkiebetriebes (Einwirkungen Dritter - EW 3) keine aktive Abkühlung erreicht werden kann (vgl. 3.2.1 und 5.7)

Nach Auffassung der HSK ergeben sich jedoch durch die vorhandene Auslegung in Bezug auf Auslegungsstörfälle keine nennenswerten Sicherheitseinbußen im Vergleich auch zu moderneren Druckwasserreaktoren.

5.6.5 Volumenregelsystem (TA)

Die Abbildung 5.6.5-1 zeigt den prinzipiellen Aufbau des Volumenregelsystems TA. Als Pumpen dienen zwei Kreiselpumpen (HD-Förderpumpen) und eine Kolbenpumpe (Abdrückpumpe) kleiner Kapazität.

Die sicherheitstechnisch bedeutsamen Aufgaben des Systems sind:

- die Kompensation kleinerer Leckagen des Reaktorkühlsystems (Leckageergänzung),
- Einspeisung der erforderlichen Borsäure- und Deionatmengen zur chemischen Reaktivitätsregelung,
- Druckabsenkung im Reaktorkühlsystem bei Betriebs- und Störfällen durch Sprühen in den Dampfraum des Druckhalters,
- Einspeisung von Borsäure bei Erreichen des letzten Grenzwertes der Stab-Fahrbegrenzung (Sicherstellung der Abschaltreserve der Steuerelemente),
- Sicherstellung der Unterkritikalität durch Einspeisen von Borsäure aus den Flutbehältern nach einem Auslegungsstörfall.

Die bisherigen Betriebserfahrungen mit dem Volumenregelsystem sind positiv zu beurteilen. Pumpen, Armaturen, Behälter und Rohrleitungen sind in einem guten Zustand. 1989 wurde die Kalsprühung TA34 zur besseren Beherrschung des Dampferzeuger-Heizrohrbruchs nachgerüstet.

Das Instandhaltungskriterium nach R-101 ist für das Volumenregelsystem nicht erfüllt. Dies ist für das Störfallszenarium Dampferzeuger-Heizrohrbruch im Notstromfall von Bedeutung. Dieser Störfall kann jedoch auch ohne Volumenregelsystem beherrscht werden (s. Kapitel 6.2.4). Die dafür notwendigen Operateurhandlungen sind im BHB enthalten.

Die Auslegung des Volumenregelsystems wie auch die Betriebserfahrungen mit dem System geben keinen Anlass für allfällige Nachrüstmassnahmen.

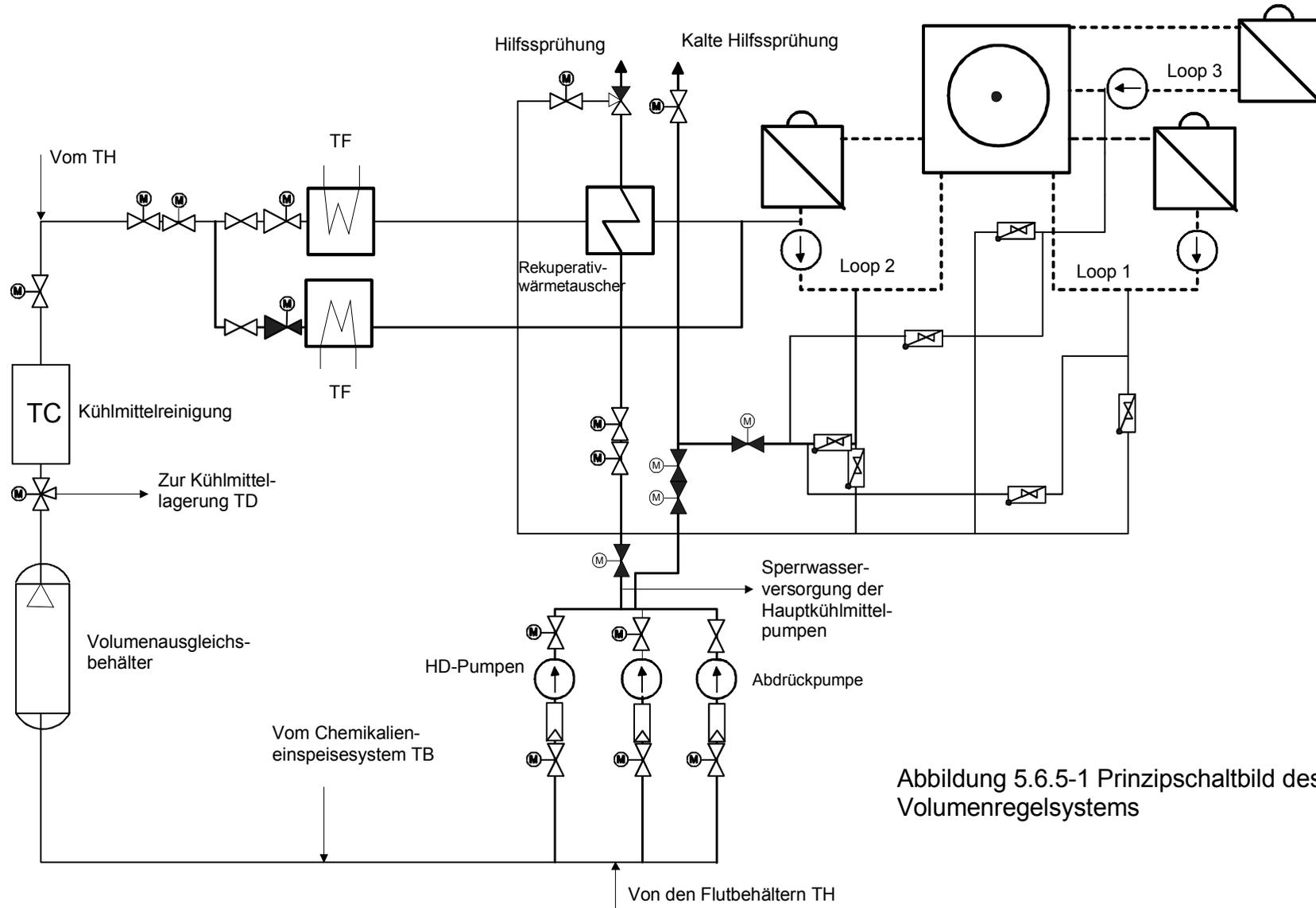


Abbildung 5.6.5-1 Prinzipschaltbild des Volumenregelsystems

5.7 NOTSTANDFUNKTION

Unter dem Notstandfall werden folgende Unfallabläufe zusammengefasst:

- Flugzeugabsturz,
- äussere Explosionsdruckwelle,
- Einwirkungen Dritter.

Bei einem Notstandsfall wird deterministisch unterstellt, dass alle nicht gegen die spezifizierten Einwirkungen dieser Unfälle ausgelegten Betriebssysteme und Sicherheitseinrichtungen ausfallen.

Das zeitliche Zusammentreffen eines Notstandsfall und eines Kühlmittelverluststörfalles wird nicht unterstellt, da durch geeignete technische Massnahmen sichergestellt ist, dass diese Ereigniskombination als abhängige Ereigniskette ausgeschlossen werden kann.

Zur Beherrschung des Notstandsfall finden folgende Einrichtungen und Systeme des KKG Verwendung:

- Notstandspeisewassersystem,
- Reaktorschutzansteuerungen aus dem gesicherten Bereich,
- Notstandstromversorgung mit den Dieselgeneratoren und den entsprechenden Unterverteilungen,
- Zusatzboriersystem,
- FD-Isolationsventile,
- FD-Sicherheitsventile,
- Primär- und Sekundärkreis isolation.

Diese Systeme und Einrichtungen werden im Notstandfall automatisch ausgelöst oder selbsttätig (Sicherheitsventile) initiiert.

Systeme und Einrichtungen, durch Operateureingriffe in Betrieb genommen werden müssen, sind:

- Brunnenwassersystem,
- Abblaseventile,
- Notstandnachkühlpumpen,
- Verkürzte Nachkühlkette,
- Notstandleitstand.

Im Notstandsfall ist der Einsatz dieser Einrichtungen erst nach 10 Stunden erforderlich.

Im Notstandsfall aus Leistungsbetrieb erfolgt die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf über die Sekundärseite der Dampferzeuger mit dem Notstandspeisewassersystem und dem Brunnenwassersystem. Die Frischdampfdruckbegrenzung erfolgt über die FD-Sicherheitsventile. Ein Abfahren ist mit Hilfe der Abblaseventile möglich, wozu Reaktorschutzbefehle rückgesetzt werden müssen. Die Frischdampfisolationsventile stellen im Notstandsfall die Trennung des ungeschützten Anlagenbereichs vom geschützten sicher.

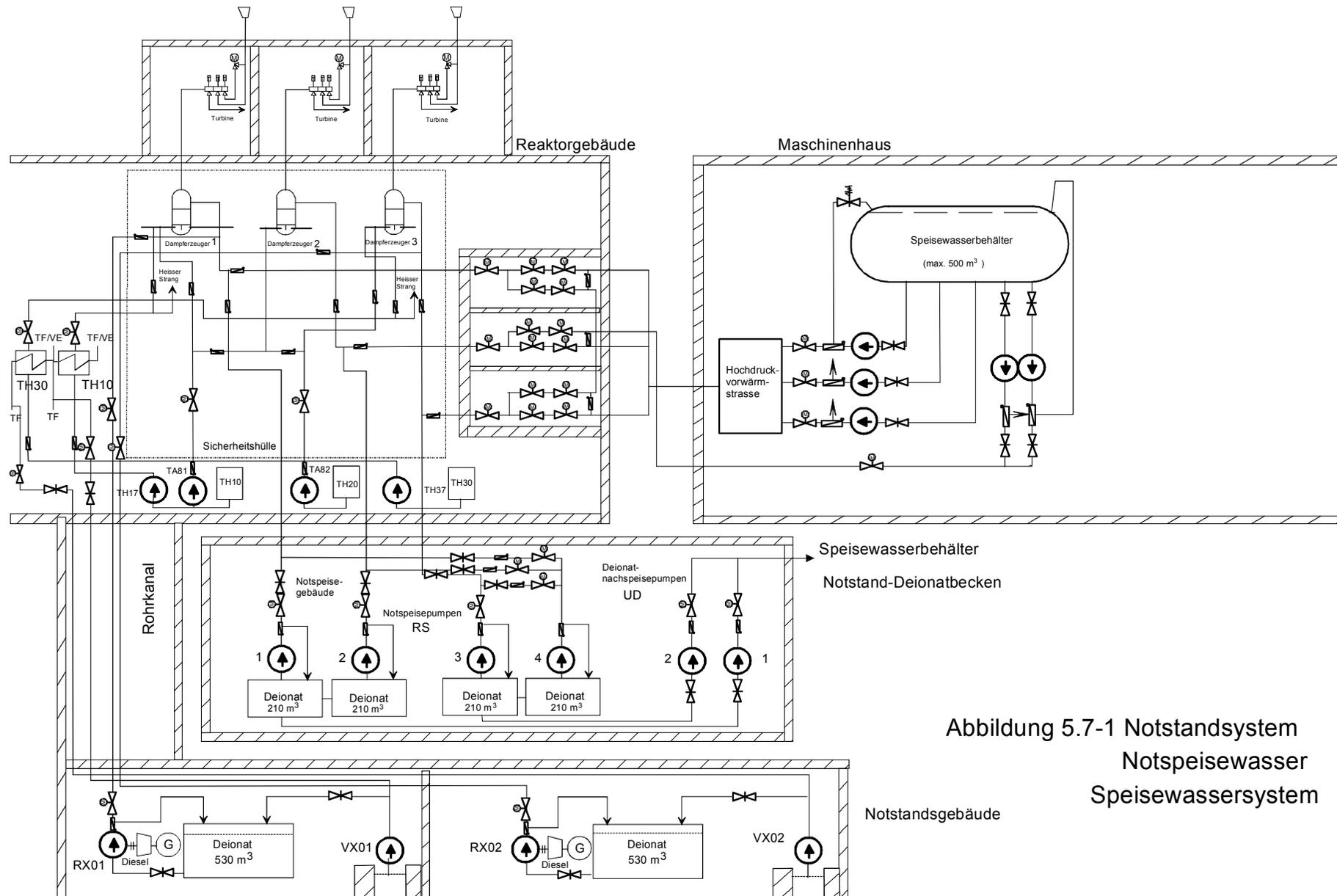


Abbildung 5.7-1 Notstandssystem
Notspeisewasser
Speisewassersystem

Das Zusatzboriersystem hat die Aufgabe, im Notstandsfall betriebliche Leckagen im Reaktor-kühlkreislauf durch automatische Druckhaltung durch Borierpumpen (Kolbenpumpen) zu kompensieren und die Unterkritikalität der Reaktoranlage durch Einspeisen von Borsäure aus den Flutbehältern zu gewährleisten. Bei Nichtverfügbarkeit des Zwischenkühlkreislaufes kann die verkürzte Nachkühlkette zur Nachwärmeabfuhr aus den TH-Nachkühlern genutzt werden. Dazu werden die Brunnenwasserpumpen über vorhandene Rohrleitungen des Zwischenkühlkreislaufes TF auf die Nachkühler der Teilsysteme TH10 und TH30 aufgeschaltet und das Kühlwasser anschliessend über Rohrleitungen des Nebenkühlwassersystems VE an die Aare abgegeben.

Die Notstandspeisepumpen sind direkt mit dem Notstanddiesel gekoppelt. Der Aufbau der für die Notstandsfunktion verwendeten maschinentechnischen Einrichtungen und Systemeinrichtungen ist in Abbildung 5.7.-1 dargestellt.

Die Hauptkomponenten des Notstandspeisewassersystems und des Brunnenwassersystems wie auch die Notstanddiesel sind im Notstandsgebäude untergebracht. Dort befindet sich auch der Notstandleitstand, von wo aus Operateureingriffe möglich sind. Die anderen Einrichtungen und Systeme, die für die Notstandsfunktion Verwendung finden, sind innerhalb des Sekundärcontainments geschützt angeordnet.

Verfahrenstechnisch bilden die im KKG vorhandenen Einrichtungen für den Notstandsfall kein zusammenhängendes System. Ein Teil der aufgezählten Systeme wurde bereits im Kapitel 5.6 beurteilt.

Die Beurteilung durch die HSK hat zur Einschätzung geführt, dass die im KKG vorhandenen Notstandseinrichtungen nach dem Stand der Technik der siebziger Jahre geplant und gebaut wurden und nicht mehr in allen Punkten dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Folgende Problemkreise wurden identifiziert:

1. Während der 10 Stunden autarken Betriebs nach einem EW-3-Fall erfolgt die Nachwärmeabfuhr nur passiv durch das wiederholte Ansprechen der FD-Sicherheitsventile. Ein abhängiger Fehler in Form einer Leckage (inklusive Offenbleiben) an einem oder an mehreren FD-Sicherheitsventilen kann nicht ausgeschlossen werden. Eine Überprüfung der Ausführung der Frischdampfsicherheitsventile hat gezeigt, dass die Konstruktion robust ist und allenfalls mit kleinen Leckagen bei wiederholtem Ansprechen zu rechnen ist (vgl. Kapitel 3.2.1). Unter Berücksichtigung der Tatsache, dass es sich beim Notstandsfall um ein sehr seltenes Ereignis handelt, Nachrüstmassnahmen, wie sie z.B. in Deutschland vorgenommen wurden (Vorabspernung der FD-Sicherheitsventile), nicht eindeutig sicherheitsgerichtet sind und es weltweit sehr viele Kernanlagen gibt, die über keinerlei technische Vorsorge für den Notstandsfall verfügen, hält die HSK weitergehende Ertüchtigungsmassnahmen für nicht verhältnismässig.
2. KKG verfügt über kein Signal zur Reaktorschnellabschaltung aus dem gesicherten Bereich (RX), welches direkt bei einem Notstandsfall ausgelöst wird, sondern stützt sich entweder auf die Fail-Safe Auslegung der Reaktorschnellabschaltfunktion (YZ), oder auf die Auslösung über die verschiedenen verfahrenstechnischen Kriterien ab. Diese Auslegung ist auch aus heutiger Sicht genügend. Die Möglichkeit einer manuellen Reaktorschnellabschaltung vom Notstandleitstand aus sollte im Zusammenhang mit dessen Aufwertung zu einer Notsteuerstelle untersucht werden (vgl. Kapitel 5.8.4).
3. Bei auslegungsüberschreitenden Unfällen kann es erforderlich werden, dass die Notstandspeisewasserpumpen in einen drucklosen Dampferzeuger einspeisen müssen. Gegenwärtig

ist aus Sicht der HSK nicht geklärt, ob dies ohne Drosselung des Pumpendurchflusses möglich ist bzw. wie diese Drosselung vorgenommen werden kann (vgl. Kapitel 3.2.3 und 5.6.4).

5.8 VERSORGUNGS- UND HILFSSYSTEME

5.8.1 Stromversorgung

Der Aufbau der Stromversorgung des KKG ist in Abbildung 5.8.1-1 dargestellt. Im KKG speist der Generator über den Generatorleistungsschalter und den Blocktransformator in das 400-kV-Netz. Diese Netzanbindung erlaubt das Anfahren des Kraftwerkblockes bei offenem Generatorleistungsschalter über den Blocktransformator ohne Eigenbedarfumschaltung. Im Normalbetrieb wird die zur Eigenbedarfsversorgung benötigte Leistung über zwei Eigenbedarfstransformatoren auf je zwei 10-kV-Sammelschienen der voneinander unabhängig und räumlich getrennten, viersträngig aufgebauten Eigenbedarfsanlage eingespeist.

Neben der normalen Einspeisung über die Eigenbedarfstransformatoren besteht die Möglichkeit über zwei Fremdnetztransformatoren von dem 220-kV-Reservenetz auf die 10-kV-Blockschienen einzuspeisen. Gemäss der bisherigen Erfahrung weist die externe Stromversorgung aus den beiden Hochspannungsnetzen eine sehr hohe Verfügbarkeit und Zuverlässigkeit auf. Bei Ausfall der Versorgung durch den eigenen Generator und der Hauptnetzeinspeisung kann die Eigenbedarfsversorgung durch automatische Umschaltung vom Reservenetz gewährleistet werden.

Die 24-V und 220-V-Gleichstromversorgung besteht aus vier Gleichstromsystemen, welche jeweils aus Batterien, Gleichrichtern (Ladegerät) und Verteilanlagen aufgebaut sind. Sie versorgen die Leistungsschalter, die leittechnischen Ausrüstungen und die Motor-Generator-Umformersätze.

Die 4 räumlich separiert aufgebauten, batteriegestützten, und über Motor-Generator-Umformersätze gespeisten, unterbrechungslosen 380-V-Drehstromversorgungen stellen die Versorgung der sicherheitsrelevanten Ausrüstungen und der Sicherheitsbeleuchtung autark über mehrere Stunden sicher.

Bei Ausfall der betrieblichen Eigenbedarfsversorgung werden die benötigten Sicherheitssysteme zum Abfahren der Anlage und zur Beherrschung von Störfällen durch die Notstromversorgung mit Energie versorgt. Die Notstromversorgung ist viersträngig aufgebaut (4 x 50%) und gegen Sicherheitserdbeben ausgelegt. Jeder Strang verfügt über einen Notstromdieselgenerator. Je zwei dieser Notstromdieselaggregate befinden sich, räumlich getrennt voneinander, in einem separaten Notstromdieselgebäude. Diese unvermascht ausgeführte Notstromversorgung vermag auch beim Auftreten eines Sicherheitserdbebens das Kraftwerk während mehreren Tagen mit dem für die Sicherheit der Anlage benötigten Strom zu versorgen.

Im gegen Sicherheitserdbeben, Brand, Explosion und Flugzeugabsturz ausgelegten Notstandgebäude befinden sich die Notstandstromversorgungen. Diese bestehen aus den unabhängigen

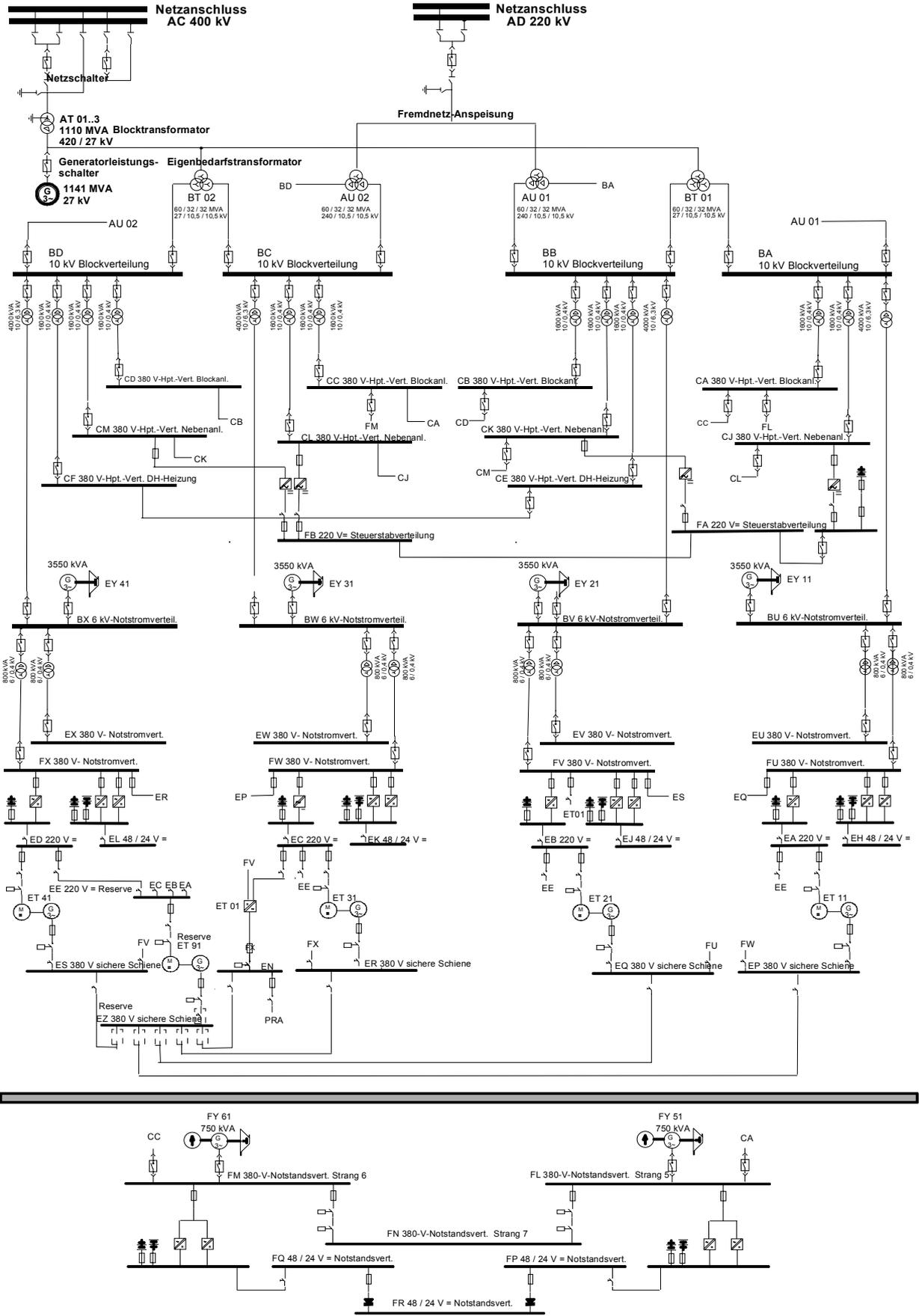


Abbildung 5.8.1-1 Elektrische Eigenbedarfsversorgung

Strängen 5 und 6 mit je einem zugehörigen Notstanddieselgenerator (2 x 100%) und dem Strang 7, der von den Strängen 5 und 6 versorgt werden kann. Ausserdem sind Gleichstromversorgungen mit Batterien und Gleichrichtern vorhanden, die ebenfalls den Redundanzen 5, 6 und 7 zugeordnet sind. Diese räumlich separierten Stromversorgungen gewährleisten die Versorgung der für die Nachwärmeabfuhr aus dem Primärsystem benötigten Systeme ohne Eingriffe über einen Zeitraum von 10 Stunden. Die für das Abfahren der Anlage benötigten Abblaseregelventile werden ebenfalls von den Notstandstromversorgungen versorgt. Alle drei Abblaseregelventile bleiben auch bei einem Einzelfehler an einem Notstanddiesel verfügbar. Die zweite Wasserfassung (vgl. Kapitel 5.8.2.3) verfügt über eine unabhängige Notstromversorgung (2 x 100% Dieselanlagen).

Seit der Inbetriebsetzung wurden der HSK insgesamt 7 Vorkommnisse gemeldet, welche teilweise die Stromversorgungsanlagen tangierten. Fünf Vorkommnisse betrafen die Dieselanlagen. Keines der gemeldeten Vorkommnisse wies auf eine latente Schwachstelle in der Auslegung der Stromversorgungen hin. Als Folge eines Ereignisses im Jahre 1984 (Pleuellagerschaden) wurden die Lagerbeschichtungen an den Notstromdieseln geändert.

Die jährlich im Bereiche der Stromversorgungen durchgeführten Routineprüfungen führten zu keinen nennenswerten Beanstandungen.

Der bei der Begehung der einzelnen Anlagenteile gewonnene Eindruck über den Zustand der elektrischen Anlagen ist positiv und bestätigt eine gute Instandhaltung.

Die HSK-Richtlinie R-101 sieht vor, dass für seltene externe Ereignisse, wie einem Erdbeben stärker als das Betriebserdbeben oder bei einem Flugzeugabsturz, eine Anspeisung der Notstromschienen aus einem externen Netz innerhalb weniger Tage herstellbar sein muss. KKG verfügt über die Möglichkeit, eine externe Anspeisung vom Wasserkraftwerk Gösgen herzustellen. *Die dafür notwendigen Massnahmen sollten auf Grund ihrer Bedeutung direkt in das Notfallhandbuch übernommen werden (bisher im BHB-Teil 4, vgl. Kapitel 4.3).*

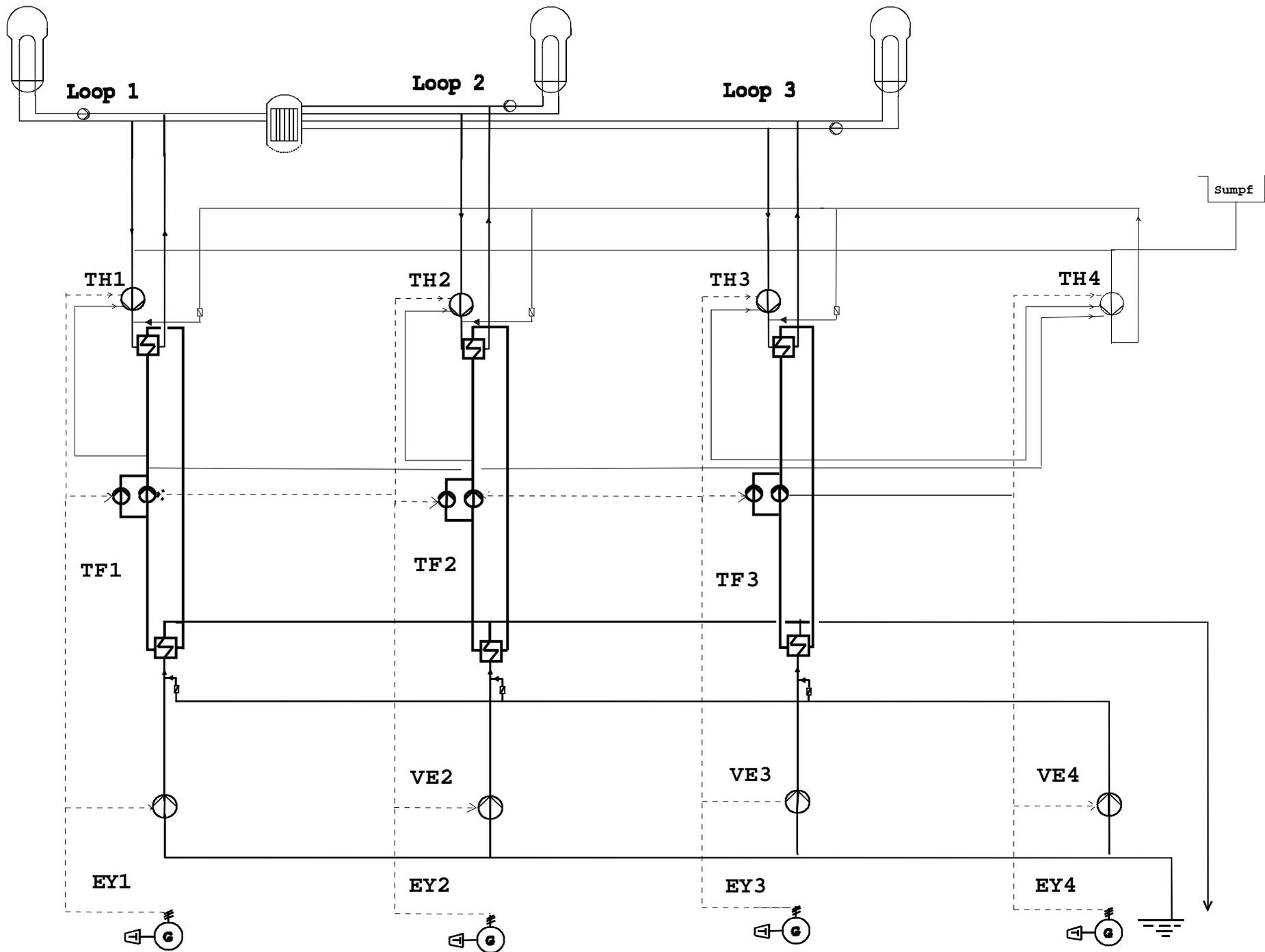
Die HSK ist der Auffassung, dass die Stromversorgung des KKG den in der HSK-Richtlinie R-101, aber auch in der deutschen KTA-Regel 3701, gestellten Anforderungen bezüglich Auslegung und Ausführung genügt. Damit verfügt KKG über eine Stromversorgung, welche auch modernen Sicherheitsanforderungen entspricht.

5.8.2 Nukleare Kühlwassersysteme

Die Nuklearen Kühlwassersysteme haben die Wärmeabfuhr aus den Betriebs- und Sicherheitssystemen an eine äussere Wärmesenke sicherzustellen. Zu den Nuklearen Kühlwassersystemen gehören das Nukleare Zwischenkühlwassersystem (TF) und das Nukleare Nebenkühlwassersystem (VE) mit den dazugehörigen zwei unabhängigen Wasserfassungen und Ausläufen.

Das Nukleare Zwischenkühlwassersystem (TF) und das Nukleare Nebenkühlwassersystem (VE) bilden zusammen mit dem Not- und Nachkühlsystem (TH) die sogenannte Nachkühlkette (s. Abbildung 5.8.2-1). Die nuklearen Kühlwassersysteme sind dreisträngig aufgebaut. Bei Ausfall der Nachkühlkette wird die verkürzte Nachkühlkette (s. Kapitel 5.7) für die Abfuhr der Nachzerfallswärme verwendet.

Abbildung 5.8.2-1 Nachkühlketten



5.8.2.1 Nukleares Zwischenkühlwassersystem

Das Nukleare Zwischenkühlwassersystem hat im Normalbetrieb und bei Störfällen die Wärme nuklearer Kühlstellen an das Flusswasser des Nuklearen Nebenkühlwassers weiterzuleiten (vgl. Abb. 5.8.2-2). Es ist ein geschlossener, mit der Atmosphäre verbundener Kreislauf, der als Barriere gegen die Abgabe radioaktiver Stoffe wirkt, falls Leckagen an den nuklearen Kühlstellen auftreten sollten. Das Druckniveau des Nuklearen Zwischenkühlwassersystems TF, welches mit vollentsalztem Wasser gefüllt ist, liegt gegenüber dem Nebenkühlwassersystem höher. Dadurch gelangen keine Chloride aus dem Flusswasser in das Nukleare Zwischenkühlwassersystem TF, die die austenitische Kühlflächen gefährden könnten. Auf der anderen Seite könnte allfällige Aktivität in das Nukleare Nebenkühlwasser VE gelangen. Die ständige Überwachung dieses Systems auf Radioaktivität gewährleistet, dass etwaige Leckagen von nuklearen Kühlstellen rechtzeitig entdeckt werden.

Das Nukleare Zwischenkühlwassersystem TF besteht aus drei Teilkühlkreisen, unterscheidbar in zwei durch Sammelleitung miteinander verbundene Betriebskreise mit absperrbarer Verbindung zu den betrieblichen Kühlstellen (im Containment und im Hilfsanlagegebäude) und einem Abfahrkreis ohne solche Verbindung. Die beiden Betriebskreise sind so miteinander verriegelt, dass nur einer Verbindung zu den betrieblichen Kühlstellen besitzt. Somit sind diese drei Kreise voneinander entmascht.

Auslegungsgrundlage für die Nachkühlkette ist die je Kühlstrang abzuführende maximale Wärmeleistung beim Abfahren der Anlage. Sie wird dem Normalbetrieb, allen Phasen des Abfahrens sowie allen Auslegungsstörfällen gerecht. Bei der Auslegung des TF-System bezüglich Nachwärmeabfuhr wurden sowohl das Einzelfehlerkriterium als auch das Reparaturkriterium explizit berücksichtigt. Dies führte zum dreisträngigen Aufbau mit je zweimal 100% (pro Strang) Pumpen, wobei zwei Stränge ausreichen, um die anfallende Wärme sicher abzuführen. Die Auslegung des Nuklearen Zwischenkühlers erfolgte für den Sumpfbetrieb (Notkühlung); diese Anforderung deckt die Anforderung bei „Ende Abfahren“ ab. Für den Kühlmittelverluststörfall wird die höchste bekannte Nebenkühlwassertemperatur (Aare) zugrundegelegt.

Das Nukleare Zwischenkühlwassersystem ist entsprechend seiner sicherheitstechnischen Bedeutung als Sicherheitssystem der SK 3 zugeordnet und gegen das Sicherheitserdbeben ausgelegt.

Zur Beherrschung des Kühlmittelverluststörfalls (LOCA) sind auslegungsgemäss 2 von den 3 Nachkühlketten erforderlich. Neuere Analysen haben gezeigt, dass die Nachzerfallwärme auch über eine Nachkühlkette abgeführt werden kann (s. Kapitel 5.6.3). Bei einem Kühlmittelverluststörfall werden alle drei TF-Stränge automatisch angefordert. Auslegung und Ausführung des Zwischenkühlwassersystems entsprechen auch modernen Sicherheitsanforderungen. Die Betriebserfahrungen mit dem TF-System sind positiv zu bewerten.

5.8.2.2 Nukleares Nebenkühlwassersystem

Das Nukleare Nebenkühlwassersystem erfüllt während des Normalbetriebs und im Störfall die Aufgabe des Rückkühlens des Nuklearen Zwischenkühlwassersystems (Kap. 5.8.2.1) und ferner der Kühlung der Notstromdiesel und der notstromversorgten Kältemaschinen. Das Nukleare Nebenkühlwasser ist unterteilt in 4 redundante Stränge (4 x 50 %). Die Pumpen der Redundanzen 1, 2 und 3 versorgen in Parallelschaltung je einen nuklearen Zwischenkühler, eine notstromversorgte Kältemaschine und ein Notstromdieselaggregat mit Kühlwasser.

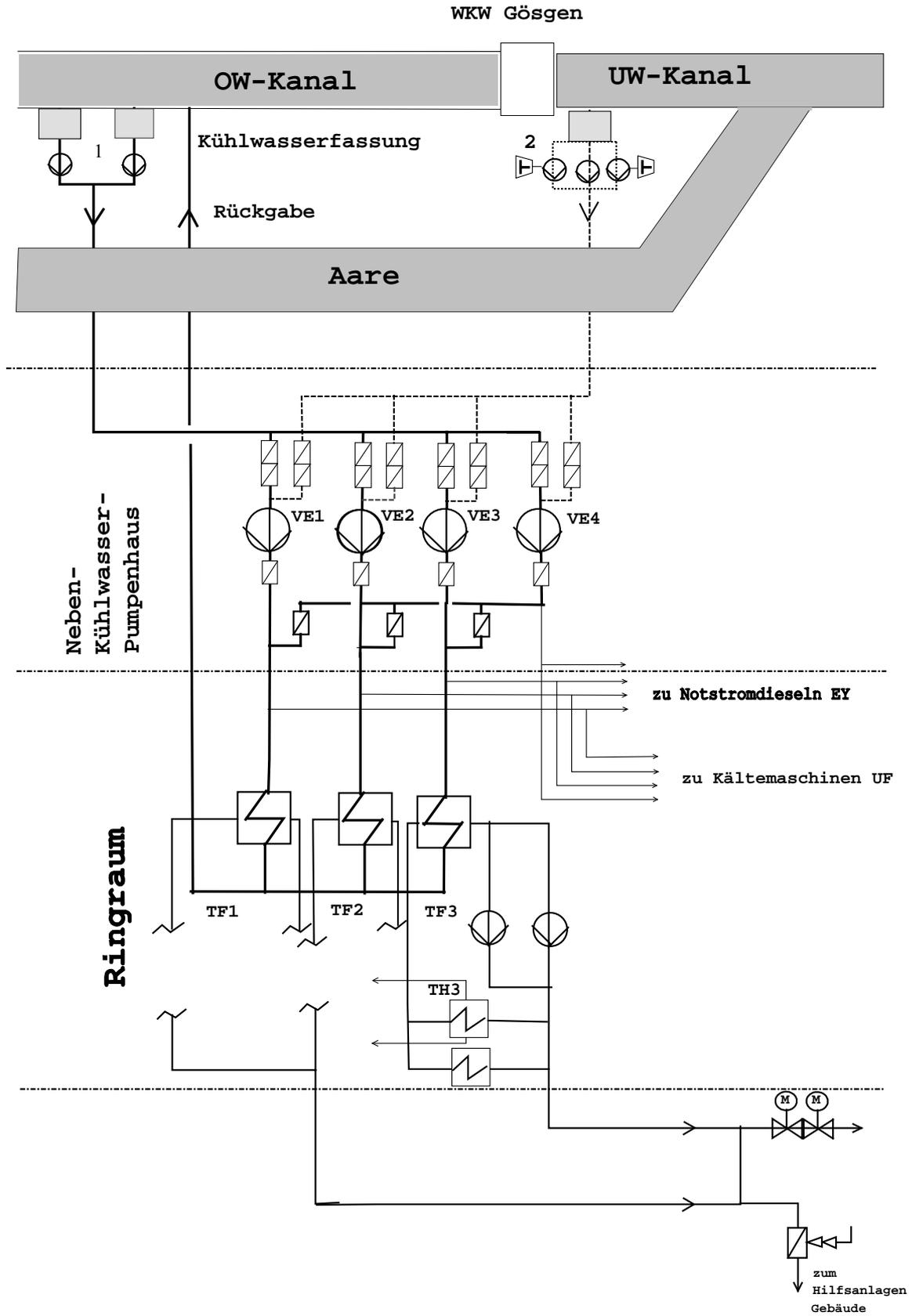


Abbildung 5.8.2-2 Nebenkühlwasserversorgung

Die Stränge sind kühlwasserseitig nicht vermascht. Die Pumpe der Redundanz 4 versorgt direkt mit Kühlwasser eine notstromversorgte Kältemaschine und ein Notstromdieselaggregat und dient zugleich als Reservepumpe für die Kühlwasserstränge der Redundanzen 1, 2 und 3. Sie übernimmt bei Ausfall einer der Pumpen 1, 2 oder 3 selbsttätig die Versorgung der betroffenen Redundanz (siehe Abbildung 5.8.2-2).

Die Nuklearen Nebenkühlwasserpumpen sind getrennt in separaten Scheiben des Nebenkühlwasserpumpenhauses aufgestellt. Die drei nuklearen Zwischenkühler sind im Ringraum des Reaktorgebäudes in separaten Kammern angeordnet. Dadurch wird der Ringraum vor einer Überflutung z.B. bei einem Bruch einer VE-Leitung geschützt. Die vier notstromgesicherten Kältemaschinen sind im Notspeisegebäude und die vier Notstromdieselaggregate in zwei verschiedenen Notstromdieselgebäuden aufgestellt. Die Kühlwasserleitungen zu den Kühlstellen sind im Kraftwerksgebäude in unterirdischen, begehbaren Kanälen installiert.

Zum sicheren Beherrschen eines Kühlmittelverluststörfalls sind zur Abfuhr der anfallenden Wärme aus den nuklearen Zwischenkühlkreisläufen, den Kältemaschinen und aus den Notstromdieseln zwei Stränge ausreichend.

Das Nukleare Nebenkühlwassersystem ist ein Teil der sicherheitstechnisch wichtigen Kühlkette und ist entsprechend seiner sicherheitsmässigen Bedeutung der SK 3 und Erdbebenklasse EKI zugeordnet.

Auslegung und Ausführung des Nuklearen Nebenkühlwassersystems entsprechen auch modernen Sicherheitsanforderungen. Die Betriebserfahrungen mit dem VE-System sind positiv zu bewerten.

5.8.2.3 Erste und Zweite Wasserfassung

Die Kühlwasserfassungen haben vor allem die Aufgabe, die nuklearen und konventionellen Nebenkühlwassersysteme mit gereinigtem Kühlwasser (Flusswasser) zu versorgen. Darüber hinaus liefern sie auch Wasser für die Zusatzwasseraufbereitung des Kühlturmes und für die Wasseraufbereitung. Das Flusswasser wird im Normalfall dem Oberwasserkanal (erste Wasserfassung) des hydraulischen Kraftwerkes Gösgen entnommen und leicht erwärmt an diesen zurückgegeben. Bei Ausfall des Oberwasserkanals (Dambruch infolge eines starken Erdbebens, Verlust der Stauhaltung der Wasserkraftanlage oder wegen Reinigung des Dükers) fördert die am Unterwasserkanal gelegene zweite Wasserfassung Kühlwasser. Die Zuschaltung erfolgt automatisch (ausser im Falle einer Verstopfung). Beide Wasserfassungen sind gegen das Sicherheitserdbeben ausgelegt.

Die erste Wasserfassung besteht aus einem Einlaufsystem mit zwei Einlaufbuchten als Eintritt zu zwei unabhängigen Reinigungsstrassen zu je 100 % Leistung und ist notstromversorgt.

Die zweite Wasserfassung (2 x 100%) befindet sich am Unterwasserkanal ca. 160 m unterhalb des hydraulischen Kraftwerkes Gösgen. Diese Wasserfassung ist von der Stromversorgung unabhängig, da sie über Dieselpumpen verfügt.

Aufgrund von Betriebsstörungen hat man Verbesserungen durchgeführt (insbesondere Umbau der Geschwemmelentsorgung in der ersten Wasserfassung, Austausch der Dieselkühler gegen Kühler mit grösserem Rohrdurchmesser, Erhöhung des Ansprechdrucks der Überdruckklappen, Ersatz der Siebtrommel), die von der HSK positiv bewertet wurden, da dadurch die Störanfälligkeit reduziert werden konnte.

5.8.3 Lüftungsanlagen

Die Lüftungsanlagen dienen zur Aufrechterhaltung geeigneter Raumlufzustände und zur Führung bzw. Rückhaltung von eventuell freigesetzten radioaktiven Stoffen. Dabei geht es um die Sicherstellung der Funktionstüchtigkeit von Ausrüstungen, sowie um den Schutz des Personals und der Bevölkerung vor ionisierender Strahlung.

Für die Anlagensicherheit (Störfallbeherrschung) bedeutsam sind die folgenden Lüftungsanlagen:

- Ringraumabsaugung (s. Kapitel 5.5.6),
- Lüftung im Schaltanlagegebäude, insbesondere im Hauptkommandoraumbereich,
- Lüftung im Notstrom-, Notstand- und Notspeisegebäude.

Die sicherheitsrelevanten Ausrüstungen im Reaktorgebäude-Ringraum sind wassergekühlt und nicht auf Umluftkühlung angewiesen.

Für den Strahlenschutz bedeutsam (s. Kapitel 4.6.7) sind alle Lüftungsanlagen im kontrollierten Bereich (Zuluft- und Fortluftsystem, Umluftanlagen). Mittels dieser Systeme wird eine gestaffelte Unterdruckhaltung im kontrollierten Bereich sichergestellt, wobei die grossen Anlagenräume im Primärcontainment den grössten Unterdruck aufweisen. Dadurch wird eine gerichtete Luftströmung von Bereichen niedriger Aktivität in Bereiche höherer Aktivität sichergestellt, wobei der Aktivitätstransport kontrolliert erfolgt. Je nach Zweckbestimmung der Lüftungsanlagen verfügen diese über Aktivkohle- und/oder Schwebstofffilter.

Im Primärcontainment und in Räumen mit grösserem Wärmeeinfall sorgen Umluftkühleinheiten für die Wärmeabfuhr. Im Hilfsanlagegebäude und im Schaltanlagegebäude werden die Räume, in denen sich Personen aufhalten, insbesondere im Hauptkommandoraum, durch entsprechende Systeme klimatisiert. Die sicherheitsrelevanten Lüftungsanlagen sowie die Schwebstofffilter und Absperrklappen in der kontrollierten Zone sind sicherheitstechnisch klassiert. *Die gegenwärtige Klassierung entspricht nur teilweise den Forderungen der HSK-Richtlinie R-06. KKG wird für die betroffenen Lüftungsanlagen der HSK einen Umklassierungsvorschlag bis Ende 2000 unterbreiten (Pendenz).* Eine Requalifizierung ist nicht vorgesehen, da die Auslegung der Lüftungsanlagen den Anforderungen genügt. Ziel der Umklassierung ist es, sicherzustellen, dass bei Änderungen und Störungen an den Lüftungsanlagen die Melde- und Freigabepflicht des Betreibers gegenüber der HSK in Kraft tritt. Die Maschinenhauslüftung, die keine radiologischen Aufgaben zu erfüllen hat, wird nicht über den Abluftkamin geführt.

1989 wurde durch eine Nachrüstung die Möglichkeit einer gefilterten Überdruckhaltung im Kommandoraum geschaffen. Mit dieser Massnahme wird sichergestellt, dass bei schweren Unfällen der Kommandoraum als Steuerstelle für die Einleitung anlageninterner Notfallmassnahmen genutzt werden kann.

Die HSK beurteilt die Lüftungssysteme als geeignet für die Erfüllung der zugewiesenen Aufgaben. Die zahlreichen seit der Inbetriebsetzung vorgenommenen Nachrüstungen (Erweiterung der Filterkapazität) und Verbesserungen der Lüftungsanlagen dienen einer Reduzierung der Aktivitätsabgaben und der Bewohnbarkeit des Kommandoraumes bei Störfällen mit Aktivität in der Aussenluft. Die HSK hat sich davon überzeugt, dass die Auslegung und Ausführung der Lüftungssysteme modernen Sicherheitsanforderungen entsprechen. Der Betrieb, Prüfungen und Instandhaltung der Anlagen entsprechen ebenfalls dem Stand der Technik.

5.8.4 Leitstände

Das KKG verfügt über verschiedene Leitstände mit unterschiedlichen Aufgaben für die Betriebsführung und -überwachung der gesamten Anlage. Dies sind der Kommandoraum, der Notstandleitstand und die örtlichen Leitstände. Die Ausrüstung der Leitstände ist in einheitlicher Technik ausgeführt. Die Anordnung der leittechnischen Einrichtungen auf Pulten und Tafeln ist auch überall gleichartig. Dies ist aus ergonomischer Sicht vorteilhaft. Die Anzeigeeinstrumente haben in der Regel kein „live zero“-Verhalten, d.h. an Hand der Anzeige kann nicht zwischen einem Nullwert der Messgrösse und einem Ausfall der Messung unterschieden werden. Die Funktionstüchtigkeit der Messungen wird aber bei wiederkehrenden Funktionsprüfungen kontrolliert. Zuverlässigkeit und Zustand der Ausrüstung sind im Allgemeinen gut. Aus Altersgründen treten jedoch allmählich Abnutzungserscheinungen (Störung an Drucktasten, Verblasung von Markierungen) auf. Eine Sanierung der Leitstände wurde daher von KKG bereits in die Wege geleitet.

Der Kommandoraum ist zentral gelegen im dritten Obergeschoss des für das Sicherheitserdbeben ausgelegten Schaltanlagegebäudes untergebracht. Der Kommandoraum enthält die für eine umfassende Beurteilung des Anlagenzustandes im Normalbetrieb und bei Störfallsituationen notwendigen Anzeigen, Registrier-, Überwachungs- und Betätigungseinrichtungen. Er ist die zentrale Stelle für die bestimmungsgemässe Betriebsführung, für die Erkennung von Störfallsituationen und die allfällige Einleitung von Massnahmen, um die Anlage in einem sicheren Zustand zu halten oder in einen solchen zu überführen. Dies schliesst auch die anlageninternen Notfallmassnahmen, das sogenannte „Accident Management“, bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen ein. Die Unterteilung in Funktionsbereiche und die Anordnung der Bedien- und Informationseinrichtungen auf Pulten und Tafeln sind zweckmässig und übersichtlich.

Während des stationären Leistungsbetriebs, aber auch für die Störfallbeherrschung entlastet die hochgradige Automatisierung die Betriebsmannschaft weitgehend von Schalthandlungen. Ein rechnergestütztes Anlageninformationssystem, in welchem vom Prozessrechner erfasste Analogwerte und Zustandsmeldungen weiterverarbeitet werden, liefert Prozessbilder für die Betriebsüberwachung. Dennoch fehlt aus heutiger Sicht im KKG eine verdichtete Übersichtsinformationsdarstellung, die besonders in Störfallsituationen der Betriebsmannschaft ein prägnantes Bild über den Betriebs- und den Sicherheitszustand der Anlage liefert. In Übereinstimmung mit dem heutigen Stand der Technik fordert die HSK folglich *die Nachrüstung eines „Safety Parameter Display System“ (SPDS) oder eines äquivalenten Systems im KKG, welches die funktionalen Kriterien und die Auslegungsgrundsätze der einschlägigen Normen, z.B. der IEC 960, erfüllt. Diese Nachrüstung ist bis Mitte 2001 durchzuführen. (Massnahme)*

Als wichtigste Verbindungsstelle für das „Accident Management“ verfügt der Kommandoraum über zweckmässige interne, voneinander weitgehend unabhängige Kommunikationsmittel. Die Anforderungen an Alarmanlage, Personensuchanlage und Sprechanlage nach HSK-E-04 sind somit erfüllt. Die Betriebsdokumentation im Kommandoraum ist umfassend und systematisch angeordnet. Die Arbeitsumgebung ist in Bezug auf Klima, Akustik und Leuchtdichteniveau zweckmässig. Um die Beleuchtung zu verbessern und die Spiegelwirkung an der Instrumentierung zu vermeiden, projiziert KKG zur Zeit eine Neugestaltung der Kommandoraumdecke. Die weiteren Hilfseinrichtungen für das Betriebspersonal entsprechen den Erwartungen.

Der Notstandleitstand des KKG ist zum Abfahren der Anlage im Notfall vorgesehen und für Einwirkungen von aussen ausgelegt. Der Notstandbetrieb im KKG erfolgt für die ersten zehn Stunden automatisiert. Als Steuerstelle für die Durchführung und Überwachung von Massnahmen des anlageninternen Notfallschutzes (Accident Management) bei Unfällen ist im KKG der Kommandoraum (s. Kapitel 5.6.4) vorgesehen. Der Notstandleitstand verfügt daher nur über die notwendigsten Bedienungs- und Informationseinrichtungen, um den Anlagenzustand und die Wirksamkeit der Notstandmassnahmen zu überwachen. Diese Ausrüstung erfüllt die ursprünglichen Anforderungen und befindet sich in einem guten Zustand. Auf Grund der anderen Aufgabenstellung entspricht sie jedoch nicht der heute üblichen Ausstattung einer vollwertigen Notsteuerstelle, insbesondere im Bereich der Instrumentierung und der Kommunikationsmittel. Die HSK hat die nachstehend aufgeführten Abweichungen festgestellt:

- Fehlen einer Handtaste zur Auslösung der Reaktorabschaltung (s. Kapitel 5.6.1),
- Fehlen einer Anzeige des Füllstandes in den Notstandbecken,
- Fehlen einer Information über den Betriebszustand der TA-Einspeisung, der HD-Reduzierstation und des Dampferzeugers im Strang 20,
- Fehlen einer Stellungsanzeige (Auf / Zu) der Frischdampf-Sicherheitsventile
- Unzureichender Umfang von Kommunikationsmitteln im Notstandgebäude zur Herstellung einer direkten Verbindung zum Hauptkommandoraum und zu sicherheitstechnisch wichtigen örtlichen Leitständen und Anlagenteilen, insbesondere bei Störungen im internen Telefonnetz.

Bei Unfallszenarien, in denen die Betriebsmannschaft den Kommandoraum verlassen muss, z.B. bei einem Brand im Kommandoraum oder einem starken Erdbeben, kann sich das Fehlen einer vollwertigen Notsteuerstelle ungünstig bemerkbar machen, auch wenn man berücksichtigt, das KKG in diesem Fall Gegenmassnahmen vorbereitet hat, z.B. Betätigung von Antrieben von der Schaltanlage aus.

Die HSK verlangt, dass der bisherige Notstandleitstand in Übereinstimmung mit dem Stand von Wissenschaft und Technik zu einer vollwertigen Notsteuerstelle zu ertüchtigen ist. Dazu sind u.a. die technischen Mittel für die Gefahrmeldung und die Störfallinstrumentierung zur Beurteilung des Anlagenzustandes zu erweitern, sowie die Kommunikationsmittel zur Koordinierung von anlageninternen Notfallschutzmassnahmen zu verbessern. In diesem Zusammenhang soll die Nachrüstung einer manuellen Reaktorschnellabschaltung untersucht werden. Zudem ist auch eine Füllstandsanzeige für das Notstandbecken im Notstandleitstand nachzurüsten. Ziel der Nachrüstung soll es sein, sicherzustellen, dass ein Abfahren der Anlage in einen sicheren Zustand bei Unfällen, die ein Verlassen des Kommandoraumes erfordern können, von der Notsteuerstelle aus möglich ist und überwacht werden kann. Die Aufwertung des bisherigen Notstandleitstandes zu einer Notsteuerstelle ist bis Mitte 2002 abzuschliessen. Ein Konzept ist der HSK bis Ende 2000 vorzulegen (Massnahme).

Die Störfallinstrumentierung dient zur Beurteilung des Anlagenzustandes, der radiologischen Verhältnisse und der Wirkung der eingeleiteten Schutzmassnahmen bei Störfällen und schweren Unfällen. Die diesbezüglichen Messgrössen werden mittels konventioneller Instrumentierung angezeigt und aufgezeichnet, zusätzlich mit der Prozessrechneranlage erfasst, verarbeitet und protokolliert. Die entsprechende Einrichtung im Notstandleitstand ist jedoch lediglich auf die Auf-

gabenstellung bei äusseren Ereignissen beschränkt und aus heutiger Sicht als Störfallinstrumentierung ungenügend (s. oben).

Die Störfallinstrumentierung im Kommandoraum erfüllt im Wesentlichen die Anforderungen nach HSK-E-04. Es zeigen sich jedoch folgende Lücken:

- Keine qualifizierte störfallfeste Weitbereichsmessung der Kernaustrittstemperatur,
- Fehlende Messung des Füllstandes im Reaktordruckbehälter,
- Temperatur des Sumpfwassers, Druck und Temperatur im Ringraum und Emission mit dem Abwasser nur einfach erfasst,
- Keine Aufzeichnung des Füllstandes und der Temperatur des Containmentsumpfs,
- Keine Auskoppelung der störfallfesten Druckmessung im Dampferzeuger für die Störfallinstrumentierung,
- Keine eindeutige Kennzeichnung der Anzeiger der Störfallinstrumentierung (z.B. Färbung der Frontscheibe).

KKG sieht vor, bis Ende 1999 die Anzeiger der Störfallinstrumentierung im Kommandoraum farblich deutlich zu kennzeichnen. Betroffen sind z.B. die Anzeiger der Störfallinstrumentierung für den Neutronenfluss, den Druckhalterfüllstand, den Dampferzeugerfüllstand, den Dampferzeugerdruck, den Containmentdruck, die Ringraumtemperatur und den Ringraumdruck. Die Weitbereichsmessung der Kernaustrittstemperatur lässt sich nach Auffassung von KKG nicht für einen Bereich bis 1000°C, wie nach E-04 vorgesehen, qualifizieren. Die HSK sieht die vorgesehene Massnahme der Nachrüstung einer RDB-Füllstandsmessung als eine gewisse Kompensation für die nicht ausreichende Qualifizierung der Weitbereichs-Temperaturmessungen an. Bei einem allfälligen Ersatz der Weitbereichsmessungen sollte jedoch der grössere abzudeckende Messbereich durch KKG berücksichtigt werden.

Das Fehlen einer RDB-Füllstandsmessung im KKG weicht vom Stand der Technik ab. In den USA wurde die Forderung nach einer RDB-Füllstandsmessung aus dem 10CFR Part 50 abgeleitet; die technischen Anforderungen hierzu sind im NRC RG1.97 und im ANS 4.5 (IEEE 497-1981) beschrieben. Neuere amerikanische Anlagen verfügen demzufolge über eine derartige Messung (Differenzdruckmessung). In Deutschland wurde für die Füllstandsmessung eine diskrete Thermowiderstandsmessung verwendet. Seit 1983 erfolgte der Einsatz dieses Messverfahrens standardmässig, sieben ältere Anlagen wurden nachgerüstet. Die französischen 1300 MW- und die N4-Anlagen verfügen über eine RDB-Füllstandsmessung. Die älteren 900 MWe-Anlagen werden nachgerüstet. Im KKG ist keine ausreichende Möglichkeit vorhanden, den Erfolg eines Wiedereinspeisens der Notkühlsysteme nach einer Kernabdeckung bei einem schweren Unfall (z.B. bei Einleitung von Massnahmen gemäss NHB Pkt. 5.2), an Hand der Zunahme des Kühlmittelinventars zu verifizieren, solange der Druckhalter noch entleert ist. Eine Nachrüstung einer RDB-Füllstandsmessung mit Einbindung in die Gefahrmeldeanlage (Sicherheitsgefahrmeldung bei Unterschreiten eines vorzugebenen Grenzwertes) schafft zudem eine diversitäre Alarmierungsmöglichkeit des Betriebspersonals bei einem kleinen Leckstörfall in Ergänzung zu der bereits vorhandenen Sicherheitsgefahrmeldung. Sie trägt damit zu einer Reduzierung der Fehlerwahrscheinlichkeit für die bei einem kleinen Leck einzuleitenden Operateurhandlungen bei (vgl. Kapitel 7.1.6).

Die HSK fordert eine Überprüfung und Erweiterung des Umfanges der Störfallinstrumentierung im Kommandoraum auf der Grundlage der E-04 durch KKG. Diese Überprüfung und Ertüchtigung der Störfallinstrumentierung ist bis Ende 2000 abzuschliessen. Dabei sind u.a. die folgenden Massnahmen zu treffen:

- *Einbindung der störfallfesten Druckmessung der Dampferzeuger in die Störfallinstrumentierung. (Massnahme)*
- *Der Füllstand und die Temperatur im Containmentsumpf sollten aufgezeichnet werden können. (Massnahme)*
- *Es ist zu überprüfen, ob für die Messungen der Temperatur des Sumpfwassers, sowie von Druck und Temperatur im Ringraum andere äquivalente Messwerte zur Verfügung stehen. Falls nicht, ist der Redundanzgrad dieser Messungen zu erhöhen. (Massnahme)*
- *Bei einem allfälligen Austausch der Weitbereichsmessung der Kernaustrittstemperatur ist diese durch eine qualifizierte zu ersetzen. (Massnahme)*
- *Besondere Bedeutung misst die HSK der Nachrüstung einer RDB-Füllstandsmessung bei. Diese Messung soll es gestatten, auch bei auslegungsüberschreitenden Störfällen die Kontrolle über die Kernkühlung, sowie über das im Reaktordruckbehälter vorhandene Kühlmittelinventar aufrechtzuerhalten. Diese Nachrüstung ist bis zum Abschluss des Brennelementwechsels 2001 vorzunehmen. Bei Erreichen eines vorzugebenden Grenzwertes "RDB-Füllstand tief" ist eine Sicherheitsgefahrmeldung auszulösen. Die Gefahrmeldeanlage ist entsprechend zu erweitern. (Massnahme)*

5.9 LECKAGEÜBERWACHUNG

KKG verfügt über verschiedene Einrichtungen zur Überwachung von Leckagen innerhalb des Reaktorgebäudes. Dazu gehören:

- eine Leckageüberwachung des Reaktordruckbehälterflansches,
- eine Leckageüberwachung der Anlagenräume durch Messung der Feuchtigkeit in der Abluft mit Anzeige im Kommandoraum sowie durch Messung des Anstiegs der Edelgasaktivität,
- eine Leckageüberwachung des Ringspaltes um den RDB durch eine Feuchtemessung,
- sowie eine Überwachung der Gebäudesümpfe.

Dieses System der Leckageüberwachung hat sich in der Praxis bewährt.

5.10 KÖRPERSCHALLÜBERWACHUNG

KKG verfügt über ein Körperschall-Überwachungssystem, welches die Aufgabe hat, das Reaktorkühlsystem bei Betrieb kontinuierlich auf lose, sich in der Strömung bewegende Teile zu überwachen. Das Körperschall-Überwachungssystem des KKG entspricht dem Stand der Technik. Mit Hilfe dieses Systems konnte in der Vergangenheit einmal erfolgreich ein loses Teil (BE-Zentrierstift) in einer Dampferzeuger-Wasserkammer entdeckt werden. Auf Grund der technischen Eigenheiten (Körperschallmessungen erfolgen über die Aussenwand von Behältern oder Rohrleitungen) sind die Einsatz- und Diagnosemöglichkeiten von Körperschall-Überwachungseinrichtungen beschränkt.

5.11 SEISMISCHE ANLAGENINSTRUMENTIERUNG

Die seismische Instrumentierung soll gemäss HSK-Richtlinie R-16 „Seismische Anlageninstrumentierung“ vom Februar 1980 folgender Zielsetzung genügen:

- Festhalten der Erdbebencharakteristik im Frequenz-, Amplituden- und Phasenwinkelbereich,
- Vergleich eines aufgetretenen Erdbebens mit der Auslegung (Verhaltensspektren).

Zur Erfüllung dieser Zielsetzung werden benötigt:

- Eine seismische Instrumentierung,
- Eine Kommandoraumanzeige, mit der in geeigneter Weise ein Überschreiten der OBE- und SSE-Auslegungsbeschleunigung angezeigt wird,
- Eine Vergleichsmöglichkeit zwischen gemessenem und vorausgesagtem Verhalten.

Das KKG wurde Anfang der achtziger Jahre mit fünf Instrumenten, die sich an verschiedenen Orten befinden, seismisch instrumentiert.

Mit der Starkbebeninstrumentierung wurde auch eine Kommandoraumanzeige installiert. Die Beschleunigungs-Zeit-Signale werden in einer zentralen Stelle im Warten-Nebenraum des Schaltanlagegebäudes gespeichert, verarbeitet und angezeigt. Damit ist die Zielsetzung der R-16 hinsichtlich der Messwerterfassung erfüllt.

Für die Auswertung der Messungen ist eine Fourier-Analyse mit dem Spectraset (Fast-Fourier-Transform-Gerät) vorgesehen.

Das Erdbeben vom 30.12.1992 in Wutöschingen mit einer Magnitude $M_L = 4,2$ wurde von allen Instrumenten aufgezeichnet. Die anschliessende Fourier-Analyse mit dem Spectraset (Fast-Fourier-Transform-Gerät) ergab keine verwertbaren Informationen, weil die Messwerte nur wenig über der Triggerschwelle lagen.

Wie sich bei der Abnahme der seismischen Anlageninstrumentierung des KKG am 25.2.1982 zeigte, eignet sich das Spectraset nicht zur Ermittlung von Verhaltensspektren (maximale Antwort eines Einmassenschwingers), sondern nur zur Ermittlung von Fourierspektren. Diese lassen sich aber mit den Pseudogeschwindigkeitsspektren für 0% Dämpfung vergleichen, die aus den Beschleunigungs-Verhaltensspektren für 0% Dämpfung einfach hergeleitet werden können. 1983 wurde KKG aufgefordert solche Spektren herzustellen. Gemäss der Richtlinie R-16 muss ein Vergleich zwischen gemessenem und vorausgesagtem Verhalten nach einem Erdbeben möglich sein, was üblicherweise über den Vergleich von Verhaltensspektren geht. Im Falle einer Abschaltung des Reaktors infolge eines Erdbebens, würde das Wiederauffahren erst nach Vorlage eines Spektrenvergleichs durch die HSK freigegeben. KKG hat 1999 eine Methodik für den Spektrenvergleich erarbeitet und der HSK zur Prüfung vorgelegt.

5.12 DAMPFAUSKOPPLUNG FÜR KARTONFABRIK

Seit Dezember 1979 liefert KKG mit der Verdampferanlage Prozessdampf an die nahegelegene Kartonfabrik Niedergösgen AG (KANI). Die Dampf-Fernleitung zur KANI hat eine Gesamtlänge von etwa 1,5 km und ist zum Teil oberirdisch geführt.

Die Verdampferanlage wird mit Frischdampf beheizt, der zwischen den Dampferzeugern und der Turbine abgenommen und über eine Druckreduzierstation zum Verdampfer geführt wird. Die Apparate der Verdampferanlage wie Verdampfer und Überhitzer sind im Maschinenhaus instal-

liert. Das von der Kartonfabrik zurückgeführte Prozessdampfespeisewasser wird durch Frischdampf im Verdampfer verdampft und anschliessend im Überhitzer durch das Frischdampfkondensat leicht überhitzt.

Der Übertritt von Aktivität wird einerseits durch die Dampferzeugerberohrung, die eine Trennung zwischen dem Primärkreis und dem inaktiven Sekundärkreis (Turbinenkreis) bildet, verhindert und andererseits durch die Verdampferberohrung, die ebenfalls als Barriere zwischen Turbinenkreis und Prozesskreis wirkt. Diese hintereinandergeschalteten Materialbarrieren lassen eine Verschleppung von Aktivität kaum denkbar erscheinen. Da aber aus thermodynamischen Gründen keine Druckbarriere besteht, wird auch der Prozessdampf durch eine redundante Aktivitätsmessung auf Jod-131 überwacht. Bei einer Grenzwertüberschreitung wird die Zufuhr von Prozessdampf an die KANI gesperrt.

5.13 LAGERUNG, HANDHABUNG UND PRÜFUNG VON BRENNELEMENTEN

Für die Lagerung der Brennelemente, zur Durchführung des Brennelementwechsels und für Inspektions- und Prüfarbeiten sind im Primärcontainment das Brennelementbecken sowie im Ringraum das Ladebecken mit zugehörigen Handhabungs- und Prüfeinrichtungen vorhanden. Ausserdem ist im Ringraum des Reaktorgebäudes ein Trockenlager vorhanden. Reparaturarbeiten werden nur im Ladebecken durchgeführt.

Die HSK hat sich davon überzeugt, dass die Einrichtungen zur Lagerung, Handhabung und Prüfung der Brennelemente im Wesentlichen dem heutigen Stand der Sicherheitstechnik entsprechen.

Die HSK hat die zum Nachweis der Sicherheit gegen Kritikalität der Lagerbecken verwendete Rechenmethode überprüft und sich vergewissert, dass sie zur Berechnung unterkritischer Systeme genügend verifiziert ist. Diese Rechnungen haben gezeigt, dass die Sicherheit gegen Kritikalität des Brennelementbeckens und des Trockenlagers gewährleistet ist, wobei die im Trockenlager getroffenen speziellen Massnahmen gegen Überflutung berücksichtigt wurden.

5.14 QUALIFIKATION ELEKTRISCHER AUSRÜSTUNGEN

Elektrische Ausrüstungen, die Sicherheitsfunktionen oder ihrer Bedienung und Überwachung dienen, sowie die Störfallinstrumentierung sind gemäss HSK-Richtlinien 1E klassiert. Zugleich werden sie, mit einigen Ausnahmen, der Erdbebenklasse EK I zugeteilt. Die Qualifikation einer 1E-Komponente muss im Rahmen des Freigabeverfahrens nachgewiesen werden.

Eine 1E Qualifikation kann durch Qualifikationsprüfungen (Typ- und Eignungsprüfung), einen Analogievergleich oder einen rechnerischen Nachweis erfolgen, die zeigen sollen, dass die Komponente oder das System die geforderte Funktion unter den der Auslegung zugrunde gelegten Einsatzbedingungen zuverlässig erfüllen können. Unter bestimmten Voraussetzungen wird auch die Betriebsbewährung einer Komponente, falls sie unter vergleichbaren Bedingungen in anderen KKW eingesetzt war, als Qualifikation anerkannt.

Die Prüfwerte für die Qualifikationsprüfungen sollen die Auslegungsspezifikation abdecken. Die Durchführung der Qualifikation ist in einschlägigen Regeln/Standards geregelt.

Der Erhalt der Störfallfestigkeit der eingebauten elektrischen und leittechnischen Ausrüstungen im Containment ist über die ganze Betriebszeit der Anlage wichtig. Diese Problematik wird im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms (AÜP) verfolgt.

Für die Qualifikation der elektrischen Komponenten in der Projektierungsphase des KKG wurde wie folgt vorgegangen:

- a. Für elektrischen Komponenten, deren Typen bereits in deutschen KKW Verwendung fanden, wurden die von deutschen Gutachtern damals praktizierten Qualifikationsverfahren akzeptiert.
- b. Für die übrigen, erstmals im KKG eingesetzten Komponententypen wurde ein dem deutschen Verfahren vergleichbares Qualifikationsverfahren unter Aufsicht der ASK eingeleitet und durchgeführt (z.B. für Baureihe TELEPERM C).

Seit dieser Zeit haben sich die Anforderungen an ein kerntechnisches Qualifikationsverfahren verändert. Die Grundlagen hierfür sind in der HSK-Richtlinie R-31 und (da KKG von einem deutschen Reaktorlieferanten geplant wurde) in den relevanten KTA-Regeln festgehalten.

Bei Anlagenänderungen im KKG wird ein Qualifikationsverfahren nach den heutigen Anforderungen durchgeführt. Dies war z.B. beim Austausch der Notstrom- und Notstandsbatterien, sowie beim Projekt SILAS (Ertüchtigungsmassnahmen für langzeitstörfallfeste, motorangetriebene Armaturen) der Fall.

Eine komplette Überprüfung der Qualifikation der elektrischen und leittechnischen Komponenten im Reaktorgebäude aus der Projektierungsphase war für die HSK wegen fehlender Dokumentation, aber vor allem wegen der fehlenden Klassierungslisten nur eingeschränkt möglich. *KKG wird eine Liste der elektrischen Komponenten (1E-Komponentenliste), die für Sicherheitsfunktionen oder deren Bedienung und Überwachung dienen, gemäss HSK-Richtlinie R-31 aufstellen und der HSK bis Ende Juni 2000 übergeben. Dabei werden die Umgebungsbedingungen (Normal- und Störfall) am Einsatzort der 1E-Komponenten im Reaktorgebäude (Containment und Ringraum) dargestellt. Die Qualifikation der 1E-Komponenten wird durch KKG überprüft und die Qualifikationsnachweise werden der HSK übergeben. (Pendenz)*

Erst nach Vorlage der 1E-Komponentenliste kann die Überprüfung der Qualifikation der elektrischen Komponenten durch die HSK abgeschlossen werden. Erst dann kann auch die Betriebsbewährung und der heutige Qualitätsstand derjenigen 1E-Komponenten, die im Störfall nicht unter den dann herrschenden Umgebungsbedingungen funktionieren müssen, als Ersatz für die fehlenden Typenprüfungen anerkannt werden.

Der wiederkehrende Störfallfestigkeitsnachweis wird im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms (AÜP) verfolgt, wofür als Voraussetzung eine nachvollziehbare Dokumentation der ursprünglich erfolgten Qualifikation erforderlich ist.

Für die 1E-Komponenten ausserhalb des Containments und des Ringraumes wird seitens der HSK die bisherige Betriebsbewährung und der heutige hohe Qualitätsstand als Nachweis der Qualifikation akzeptiert.

5.15 BRANDSCHUTZ

Bei der Erstellung des KKG wurde dem Brandschutz bereits eine grosse Bedeutung beigegeben. Grund dazu waren vereinzelt Grossbrände in Kernkraftwerken, vor allem der Brand im Maschinenhaus des Kernkraftwerkes Mühleberg vom 28. Juli 1971. Auch der Brand im Kernkraftwerk Brown's Ferry I vom 22. März 1975 hat die Notwendigkeit von Brandschutzmassnahmen deutlich gemacht.

Bei der Planung der Brandschutzvorkehrungen im KKG gelangten die "Internationalen Richtlinien für den Brandschutz in Kernkraftwerken", herausgegeben im Auftrage der nationalen Pools und Vereinigungen für die Versicherung von Kernrisiken (Ausgabe Februar 1974), zur Anwendung.

Organisatorische Brandschutzmassnahmen

Das KKG verfügt über eine Betriebsfeuerwehr mit einem Bestand von ca. 50 Mann. Die Betriebsfeuerwehr des KKG ist in das Feuerwehrwesen des Kantons Solothurn eingebunden.

Alle Brandschutzeinrichtungen (Brandmeldeanlage und Löschanlagen) werden ein- oder mehrmals jährlich durch das Betriebspersonal kontrolliert. Zusätzlich werden die technischen Einrichtungen durch Fachpersonal revidiert und überprüft. Periodisch werden Begehungen der Anlage bezüglich des Vermeidens unnötiger transienter Brandlasten durchgeführt.

Bauliche Brandschutzmassnahmen

Die einzelnen Gebäude des KKG sind gegenseitig als Brandzonen (Feuerwiderstandsfähigkeit von mindestens F240¹) ausgebildet. Die einzelnen Gebäude sind entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung der Ausrüstungen und dem Gefährdungspotential in Brandabschnitte (Feuerwiderstandsfähigkeit von mindestens F90) unterteilt. Die Brandabschlüsse (Schottungen, Brandschutzklappen) entsprechen den Feuerwiderstandswerten der raumabschliessenden Teile. Brandschutztüren an Brandzonengrenzen besitzen einen minimalen Feuerwiderstand von T90, solche an Brandabschnittgrenzen einen Feuerwiderstand von mindestens T30. Einrichtungen von redundanten Sicherheitssystemen sind, sofern möglich, in verschiedenen Brandabschnitten untergebracht. Wo dies nicht möglich ist (z. B. Einrichtungen im Ringraum und im Containment), sind die Redundanzen durch räumliche Distanz getrennt. Spezielle Rauch- und Wärmeabzüge besitzen das Containment und das Maschinenhaus.

Beim Bau des Kraftwerkes wurden Kabel mit PVC-Isolation eingebaut. Seit 1996 werden bei grösseren Änderungen halogenfreie Kabel verwendet.

Die Brandlasten im Containment sind bis auf die in separaten Brandabschnitten untergebrachten Schmierölbehälter der Hauptkühlmittelpumpen als klein zu bezeichnen. Auffangvolumen für eventuell anfallendes Löschwasser bestehen im Containment (Sumpf) mit mehr als 1000 m³, im Reaktorgebäude-Ringraum mit mehr als 1000 m³, im Hilfsanlagegebäude mit ca. 400 m³ und 100 m³.

Im Maschinenhaus ist eine hohe Brandlast vorhanden. Durch brandschutztechnische Massnahmen ist deshalb sicherzustellen, dass bei einem Brand im Maschinenhaus das Abfahren der Anlage in einen sicheren Zustand nicht beeinträchtigt wird. Dieser Gefährdung wird durch spezielle Massnahmen am Turbosatz begegnet (Sprinkler- und Sprühflutanlagen, Reduzierung der Ölversorgung bei Ölbrand auf ein Minimum). Die Sprühflutanlagen werden direkt über die Brandmeldeanlage ausgelöst, können aber auch aus dem Hauptkommandoraum freigegeben (Brandschutzschalter 1 und 2) oder gegebenenfalls direkt ausgelöst werden. Als weitere Brand-

¹ Klassierung entsprechend der Brandschutzrichtlinie „Baustoffe und Bauteile“ der Vereinigung Kantonaler Feuerversicherungen (VKF) - Ausgabe 1993, Prüfbestimmungen entsprechend „Wegleitung für Feuerpolizeivorschriften“ der VKF, Fassung 1994.

schutzmassnahme wurde eine Trennung zwischen dem (brennbaren) Schmieröl vom schwerbrennbaren Hydrauliköl vorgenommen.

Technischer Brandschutz

Das KKG verfügt über eine Brandmeldeanlage, mit welcher grundsätzlich alle Räume der Anlage bezüglich Rauch überwacht werden.

Für die Löschwasserversorgung besitzt das KKG im Reservoir Sören zwei Kammern mit je einer Löschwasserreserve von 1200 m³. Für den Fall, dass die Wasserversorgung über das Leitungsnetz ausfällt, kann die Feuerwehr Wasser aus der Kühlturmtasse (12'000 m³) oder aus der Aare (unbegrenzt) entnehmen.

Das KKG besitzt 24 Sprinkler- und 48 Sprühfluranlagen. Sprinkleranlagen werden vorwiegend für den Schutz von Kabeltrassen und Kabelverteilträume in den verschiedenen Gebäuden eingesetzt. Durch Sprühfluranlagen geschützt sind die Dieselölbehälter und die Transformatoren.

Die 22 Halonanlagen im KKG werden über die Brandmeldeanlage ausgelöst. Sie dienen vorwiegend zum Schutz der Elektronikräume im E-Gebäude und im Notstandgebäude sowie des Hauptkommandoraumes.

Betriebserfahrung

Bisher waren im KKG keine grösseren Brände zu verzeichnen. Aus den Prüfungen und Revisionen der Brandmelde- und Löschanlagen sind keine besonderen Vorkommnisse zu vermerken.

Die HSK beurteilt die organisatorischen, baulichen und technischen Brandschutzmassnahmen des KKG als gut. Auch die allgemeine Ordnung und die Kontrolle transienter Brandlasten gibt zu keinerlei Beanstandung Anlass. Im Sinne des präventiven Brandschutzes hat KKG zugesagt, bei Änderungen in Zukunft nur noch halogenfreie, raucharme und flammwidrige Kabeltypen zu verwenden.

Die HSK ist der Ansicht, dass die getroffenen Brandschutzmassnahmen im KKG aus der Sicht der nuklearen Sicherheit hinreichend sind. Eine Beeinträchtigung von Sicherheitsfunktionen durch Fehlauflösungen von Brandschutzsystemen ist nicht erkennbar.

5.16 BLITZSCHUTZ

Gegen Blitzeinschlag zu schützen sind diejenigen Anlagenteile, die für ein Abfahren in einen sicheren Zustand erforderlich sind. Dazu gehören die Einrichtungen zur Reaktorabschaltung und zur Nachwärmeabfuhr mit dem Notstandsystem.

Bereits bei der Errichtung des KKG hat die HSK die Zweckmässigkeit des Blitzschutzes überprüft. Aufgrund von durchgeführten Messungen wurden bei den Verbindungen der Notstandsleittechnik mit den externen Transmittern beidseitig Schutzbeschaltungen montiert. Mit Brief vom 7. Mai 1979 hat die HSK gemäss dem damaligen Stand der Wissenschaft und Technik die Blitzschutzmassnahmen als hinreichend bewertet.

Allerdings wurden bei den damaligen Untersuchungen die Logikverbindungen zwischen der Leittechnik im Schaltanlagegebäude und der Leittechnik im Notstandgebäude nicht betrachtet. Bei diesen Verbindungen wird die Isolationsfestigkeit der Geräte von 1500 V nach dem heutigen Stand der Kenntnisse bei einem Blitzeinschlag in das Notstandgebäude erheblich überschritten. Es kann nicht ausgeschlossen werden, dass die drei Redundanzen des Notstand-Reaktor-

schutzes (und auch die mit diesen verbundenen Redundanzen 1 bis 3 des nicht geschützten Reaktorschutzes) ausfallen.

Bei ihrer Überprüfung hat die HSK keine Hinweise gefunden, dass die Abgasrohre der Notstanddiesel bei der Einführung in das Notstandgebäude bewusst mit der Armierung verbunden wurden. Es muss daher bei einem Blitzeinschlag in ein Abgasrohr mit hohen Überspannungen im Notstandgebäude gerechnet werden. Aus technischen Gründen dürfen keine elektrisch leitenden Teile in das Innere des Notstandgebäudes geführt werden, welche nicht niederimpedant mit der Armierung verbunden sind (ausgenommen die Kabeladern eines abgeschirmten Kabels, dessen stromtragfähiger Schirm beim Eintritt in das Gebäude niederimpedant mit der lokalen Erde verbunden ist).

Die HSK hat 1979, nach der Errichtung des KKG, die Auslegungsbasis für Blitzschutzmassnahmen durch einen zusätzlichen dritten, schnellen 50 kA-Auslegungsblitz erweitert. Die Ergebnisse von Messungen in den Kernkraftwerken Mühleberg und Beznau haben für diesen Blitz höhere Überspannungen als bei der Auslegung erwartet aufgezeigt. Es ist daher für Gösigen explizit nachzuweisen, dass auch die Auswirkungen dieses schnellen Blitzes beherrscht werden können. Dabei sieht die HSK auch Probleme bei der Überspannungssicherheit des Eigenbedarfs. Allgemein sollte ein Sicherheitsfaktor von mindestens 3 zwischen der nachgewiesenen Überspannungsfestigkeit der Komponenten und dem maximal eingekoppelten Stosspannungswert vorhanden sein.

Die Massnahmen zum Schutz gegen blitzbedingte Überspannungen erfüllen die Auslegungsanforderungen für die zu schützenden Sicherheitsfunktionen aus heutiger Sicht nicht. Auf Grund festgestellter Abweichungen verlangt die HSK, dass KKG die Blitzschutzmassnahmen untersucht und dabei die von der HSK definierten Auslegungsblitze (einschliesslich des dritten, schnellen Blitzes) berücksichtigt. Im Ergebnis der Überprüfung sind entsprechende Verbesserungsmassnahmen vorzunehmen. Der Nachweis für die ausreichende Wirksamkeit der Massnahmen ist entsprechend dem Stand der Technik zu erbringen. Dazu ist bis Juni 2000 ein Bericht und das Konzept für allenfalls notwendige technische Massnahmen vorzulegen. (Massnahme)

5.17 WASSERCHEMIE UND SYSTEME ZUR BEHANDLUNG VON WASSER UND ABGAS

Massgebend für die Beurteilung der Wasserchemie und der Einrichtungen zur Behandlung von Kühlmittel, radioaktivem Abwasser und Abgas sind die Betriebserfahrungen, sowie der Stand der Technik und gesetzliche Vorgaben. Die bisher gemachten Erfahrungen des KKG wurden durch die HSK überprüft und bewertet.

5.17.1 Abgasbehandlungssystem (TS)

Behälter, in denen Reaktorkühlmittel behandelt oder gelagert wird, sind an das Abgassystem angeschlossen. Als Spülgas wird im KKG Stickstoff bei Unterdruck eingesetzt. Gelöste Gase aus dem Primärkühlmittel treten in diese Gasphase über. Es handelt sich dabei primär um Sauerstoff und Wasserstoff, aber auch um radioaktive Edelgase. Es ist deshalb notwendig, über ein Abgasbehandlungssystem zu verfügen, das die abgegebene Aktivität, sowie das Risiko eines Wasserstoffbrandes oder einer Detonation reduziert. Zur Reduzierung des Risikos eines Wasserstoffbrandes dienen die Rekombinatoren des Systems, in denen eine katalytische Rekombi-

nation des Wasserstoffes und des Sauerstoffes zu Wasser stattfindet. Zur Reduktion der Aktivitätsabgabe wird die Menge der radioaktiven Edelgase durch Abklingen in einer Aktivkohle-Verzögerungsstrecke reduziert, bevor eine Abgabe an die Umgebung erfolgt.

Die mit dem Abgassystem bisher gesammelten Betriebserfahrungen sind als zufriedenstellend zu bewerten.

5.17.2 Systeme zur Wasserbehandlung

Dampferzeugerabschlammung (RZ)

Die Verdampfung des Speisewassers im Sekundärkreislauf verursacht eine Aufkonzentration der im Speisewasser enthaltenen Verunreinigungen. Um Korrosionsprobleme zu vermeiden, wird ein Teil des Wassers aus dem Dampferzeuger entnommen, gereinigt und wieder in den Kreislauf zurückgeführt.

Behandlung des boriierten Primärkühlmittels (TD)

Dieses System erlaubt aus dem Reaktorkühlkreislauf abgegebenes Kühlmittel aufzubereiten und wieder zu verwenden, die Abwassermenge zu reduzieren und das anfallende Tritium länger abklingen zu lassen. Das boriierte Primärkühlmittel wird durch Ionentauscher und anschliessend durch einen Verdampfer mit 6 Böden behandelt. Dort wird die Borsäure in Form einer 4%-Lösung vom Wasser getrennt und anschliessend vollständig wiederverwendet. Mehr als 80% des Wassers wird ebenfalls rezykliert.

Radioaktive Abwasserbehandlung (TR)

Die Abwasserbehandlungsanlage hat zum Ziel, die Abwässer so zu behandeln, dass ihre Aktivität vor der Abgabe an die Umwelt unter dem gesetzlichen Grenzwert gehalten wird. Im KKG werden zwei Verdampfer mit 8 Böden für die Reinigung des Wassers verwendet.

Alle Systeme zur Abwasserbehandlung erfüllten ihre Aufgabe bisher gut und entsprechen dem Stand der Technik.

Kühlmittelreinigung TC

Das System TC reinigt das Reaktorkühlmittel von Spalt- und Korrosionsprodukten. Seine zweite Aufgabe ist die Reduktion der im Kreislauf vorhandenen Lithium-7 Konzentration. Das System besitzt zwei verschiedene Mischbett-Ionentauscher und einen Entgaser. Der erste Ionentauscher, der als Hauptfilter dient, ist ein mit ${}^7\text{Li}^+$ beladener Kationenaustauscher. Er absorbiert somit keine ${}^7\text{Li}^+$ -Ionen, während der zweite Austausch, der mit H^+ beladen ist, ${}^7\text{Li}^+$ -Ionen adsorbieren kann.

Beckenreinigung TG

Das System TG mit seinem Mischbettfilter reinigt das Wasser aus dem Reaktorbecken, dem Abstellbecken, dem Brennelementbecken, dem Ladebecken und den Flutbehältern. Im Routineleistungsbetrieb dient es während ca. 60 Stunden pro Monat für das Brennelementbecken, ca. einmal alle drei Monate für die Flutbehälter und bei Bedarf für das Ladebecken.

Die Systeme TC und TG haben ihre Aufgabe gut erfüllt und entsprechen dem Stand der Technik.

5.17.3 Wasserchemie

Bei Druckwasserreaktoren muss zwischen der Wasserchemie des Reaktorkühlkreislaufes und der des Sekundärkreislaufes unterschieden werden. In beiden Fällen besteht das Ziel, die Kreisläufe gegen Korrosion zu schützen. Für den Reaktorkühlkreislauf besteht zusätzlich das Ziel, den Transport von aktivierten Korrosionsprodukten zu reduzieren. Im Reaktorkühlkreislauf wird Lithiumhydroxid hinzugefügt, um die pH-Absenkung durch die Borsäure, die zur Kontrolle der Reaktivität eingespiesen wird, zu kompensieren. Es wird auch Wasserstoff eingespiesen, um die Oxidation durch Radiolyse und Restsauerstoff zu reduzieren. Der pH-Wert wird während des Leistungsbetriebes im Reaktorkühlkreislauf in einem Bereich von 6.9 bis 7.4 gehalten. Die Wasserchemie des Reaktorkühlkreislaufes wurde durch diese straffere Führung des pH-Wertes im Vergleich zur ursprünglichen Fahrweise bei Aufnahme des Leistungsbetriebes verbessert. Im Sekundärkreislauf wird seit 1982 Hydrazin (AVT-Fahrweise) hinzugefügt, um das Oxidationspotential zu senken und damit die Korrosion zu begrenzen und zu kontrollieren.

Die Wasserchemie im KKG entspricht dem heutigen Stand der Technik für Druckwasserreaktoren.

5.18 STRAHLENSCHUTZMESSTECHNIK

Im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung hat die HSK geprüft, ob die Strahlenschutzmesstechnik insgesamt dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik entspricht und in sich ausgewogen ist.

Zur Gewährleistung des Schutzes des Personals und der Umwelt sowie zur Überwachung der bestimmungsgemässen Funktion von Systemen müssen die radiologischen Verhältnisse innerhalb der Anlage und in der Umgebung sowie die Abgabe radioaktiver Stoffe nach aussen bekannt sein. Dazu sind spezielle Messgeräte notwendig, die folgende Aufgaben erfüllen:

- Erfassung von Messwerten über Radioaktivität und Strahlenfelder,
- Fallweise automatische Anregung geeigneter Gegenmassnahmen (z.B. Isolierung) beim Überschreiten von Grenzwerten,
- Messung der an die Umwelt abgegebenen Stoffe (Emissionsmessung),
- Erfassung der Strahlendosen des Personals.

Zusätzlich müssen Einrichtungen und Messgeräte vorhanden sein, die bei und nach Störfällen und bei unvorhersehbaren Ereignisabläufen

- ausreichende Informationen über den Zustand der Anlage liefern, um die erforderlichen Schutzmassnahmen für Personal und Anlage ergreifen zu können,
- Hinweise auf den Ablauf geben,
- eine Abschätzung der Auswirkungen auf die Umgebung gestatten und
- der internationalen Meldepflicht dienen.

Beurteilungsgrundlagen

Bei der Beurteilung der Strahlenschutzmesstechnik prüfte die HSK, ob die anwendbaren gesetzlichen Vorschriften wie das Atomgesetz (AtG) vom 23. Dezember 1959, das Strahlenschutzgesetz (StSG) vom 22. März 1991 und die Strahlenschutzverordnung (StSV) vom 22. Juni 1994

sowie die relevanten HSK-Richtlinien eingehalten werden. Ferner wurde untersucht, ob die Strahlenschutzmesstechnik dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik sowie der Erfahrung entspricht und ob damit die notwendigen (Art. 8, Abs. 2 AtG) bzw. gebotenen (Art. 9 StSG) und zumutbaren Sicherheitsvorkehrungen getroffen sind. Der zumutbare Aufwand kann mit dem ALARA-Prinzip (As Low As Reasonably Achievable) des Strahlenschutzes beurteilt werden.

Die Emissionsüberwachung wurde auf Grund des schweizerischen Reglements für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Kernkraftwerks Gösgen (Abgabereglement KKG vom Januar 1996) beurteilt.

Eine Hilfe bei der Beurteilung ist der Vergleich der Strahlenschutzmesstechnik des KKG mit den KTA-Regeln.

Die KTA-Regeln haben in Deutschland die Bedeutung eines antizipierten Sachverständigen-Gutachtens und haben in der Schweiz keinen verbindlichen Charakter. Die HSK verlangt nicht die starre Einhaltung dieser Regeln, sondern sie beurteilt Abweichungen unter dem Gesichtspunkt inwieweit allgemeine Schutzziele eingehalten sind und inwieweit diese im KKG auch mit anderen Mitteln als in Neuanlagen oder mit zumutbarem Aufwand erreicht werden können.

Betriebserfahrung

Die Strahlenschutzinstrumentierung wurde nach den zum Zeitpunkt der Erstellung des KKG geltenden Regeln und Vorschriften unter Berücksichtigung des damaligen Stands von Wissenschaft und Technik konzipiert und realisiert.

Aufgrund der Betriebserfahrung und dem Vorkommnis im schweizerischen Kernkraftwerk Mühleberg mit einer geringen Abgabe an radioaktiven Aerosolen im Jahre 1986 wurde die Abgabeüberwachungsinstrumentierung für den Normalbetrieb im KKG neu konzipiert und realisiert, um eine repräsentative Probenahme sowohl für die bilanzierende sowie auch für die kontinuierlich messende Instrumentierung zu gewährleisten. Das Messsystem wurde mit einem kontinuierlich arbeitenden Jodmonitor ergänzt.

Als Konsequenz aus dem Störfall in Three Mile Island (TMI) im Jahre 1979 wurden folgende Änderungen von der HSK verlangt und von KKG durchgeführt:

- Installation von zwei störfallfesten Messstellen im Containment zur Messung hoher Gamma-Dosisleistungen,
- Einbau von zwei redundanten störfallfesten Ionisationskammern im Kamin auf +17.9 m zur Erfassung von Edelgasabgaben in hoher Konzentration,
- Einbau eines Nachunfallprobenahmesystems (Post Accident Sampling System-PASS).

Die Betriebserfahrungen im KKG mit den Strahlenschutzmesssystemen sind gut.

Strahlenschutzmesstechnik für die Überwachung des Normalbetriebs

Im KKG gibt es die folgenden Überwachungseinrichtungen:

- ortsfestes System zur Überwachung der Raumlufte auf radioaktive Edelgase und Aerosole,
- ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb des KKW's,
- Aktivitätsüberwachung der Kaminfortluft,

- Aktivitätsüberwachung des Abwassers,
- Aktivitätsüberwachung des nuklearen Zwischenkühlwassersystems,
- Aktivitätsüberwachung in der Dampferzeugerabschlammung,
- Aktivitätsüberwachung des Hilfsdampfsystems,
- Aktivitätsüberwachung der Frischdampfleitungen (N16-Signal für RESA, vgl. Kapitel 5.6.1),
- Aktivitätsüberwachung des Kaltwassersystems,
- Aktivitätsüberwachung des Abgassystems,
- Aktivitätsüberwachung der Kondensatorabsaugung,
- Aktivitätsüberwachung der Prozessdampfversorgung der Kartonfabrik Niedergösgen mit Isolationsauslösung bei Grenzwertüberschreitung (vgl. Kapitel 5.12).

Die Strahlenschutzmesstechnik für die Überwachung des Normalbetriebs genügt den Forderungen der heutigen schweizerischen Gesetzgebung und den Anforderungen der HSK. Im Rahmen der PSÜ hat die HSK auch die im Abgabereglement des KKG festgelegten Anforderungen mit denjenigen der KTA-Regeln verglichen. Dabei wurden Unterschiede festgestellt, die im Rahmen der PSÜ zwischen der HSK und dem Betreiber diskutiert wurden. KKG hat sich bereit erklärt, bis Ende 1999 eine Regelung in das BHB oder in das gegenwärtig in Erarbeitung befindliche Strahlenschutzhandbuch aufzunehmen, wonach vorgesehen ist, *das Nuklidgemisch der Edelgasabgaben mit der Kaminfortluft zu bestimmen, wenn die Edelgasabgaben bei einer Toleranzzeit von 24 Stunden einen Wert von $1 \cdot 10^6 \text{ Bq/m}^3$ erreichen. Bei der anschliessenden Bilanzierung der Edelgasabgaben ist vorgesehen, diesen Nuklidvektor zu benützen.* (Pendenz)

Weiterhin hat KKG vorgesehen, in Ergänzung des Abgabereglements der HSK die Bilanzierung des Kohlenstoff-14 und des Tritiums in der Kaminfortluft während einem Jahr durchzuführen. Die Durchführung dieser Messkampagne ist bis Ende 2001 abzuschliessen. (Pendenz)

Strahlenschutzmesstechnik für den Störfall

Im KKG gibt es folgende Einrichtungen zur radiologischen Überwachung bei Störfallbedingungen:

- Zwei störfallfeste Dosisleistungsmonitore im Containment zu raschen Alarmierung der Bevölkerung (RABE-Monitore),
- Hochdosisleistungsmessstelle im Containment,
- Nachunfallprobenahmesystem (PASS) zur Entnahme von Proben aus der Containmentatmosphäre,
- Zwei Dosisleistungsmonitore im Kamin,
- Edelgasprobenahme aus dem Gesamtfortluftkanal.

Die Strahlenschutzmesstechnik für den Störfall genügt der heutigen schweizerischen Gesetzgebung und weitgehend den Anforderungen der HSK. Beim Nachunfallprobenahmesystem (PASS) und bei der Erfassung von Jod- und Aerosolabgaben mit der Kaminfortluft im Störfall erachtet die HSK Verbesserungsmassnahmen für möglich. Dazu ist durch KKG folgendes durchzuführen (Pendenz):

- a. *KKG hat bis Ende 1999 Betriebsvorschriften und ein Programm von Funktionskontrollen für das vorhandene Störfallprobenahmesystem zu erarbeiten.*
- b. *Weiterhin hat KKG bis Mitte 2000 die vorhandene Störfallprobenahme aus der Hydrosphäre des Containments (Wasser-PASS) hinsichtlich ihrer Leistungsfähigkeit zu bewerten. Insbesondere sind in Bezug auf die Repräsentativität des Wasser-PASS die Erfahrungen von KKG (z.B. die Streuung der Messwerte) darzulegen und soweit nötig und möglich durch Tests mit Vor-Ort-Probenahme und Auswertung im Labor zu ergänzen.*
- c. *Weiterhin hat KKG die Auslegung des Luft-PASS für Edelgasprobenahmen darzulegen, den Einfluss der Störfallbedingungen (Temperatur und Druck) auf die Kunststoffleitungen zu bewerten und gegebenenfalls Änderungen vorzunehmen. Die Bewertung ist bis Ende 1999 abzuschliessen. Allenfalls notwendige Änderungen sind bis Ende 2000 durchzuführen. Dabei sind die folgenden Anforderungen zu berücksichtigen:*
 - *Das System muss bis und mit der zweiten Sicherheitsbehälterabschlussarmatur die Containmentspezifikationen einhalten.*
 - *Die übrigen Systemteile ausserhalb des Containments müssen gemäss Sicherheitsklasse 4 und OBE (Erdbebenklasse 2) sowie 0E gemäss HSK-R-06 ausgelegt sein.*
 - *Allgemein muss die Funktion des Systems bei variablen Drücken (von Normaldruck bis Auslegungsdruck der Berstscheibe des Containment-Druckentlastungssystems) und variablen Temperaturen garantiert sein.*

KKG wird bis Mai 2000 eine Ertüchtigung der Probenahmestelle zur Bilanzierung der Jod- und Aerosolabgaben im Gesamtfortluftkanal vornehmen. Dabei wird KKG zunächst prüfen, bei welchen Störfällen (Notfallszenarien) im Abluftkanal Probefilter genommen werden können. Auf dieser Basis werden Ertüchtigungsmassnahmen untersucht. KKG wird die HSK über die Ergebnisse dieser Untersuchungen periodisch orientieren. Weiterhin werden Vorschriften für die Probenahme aus dem Steigschacht erarbeitet und ins Strahlenschutzhandbuch unter „Notfälle“ eingeordnet. Diese Vorschriften umfassen Strahlenschutzmassnahmen, Dosisabschätzungen und eine Regelung der Funktionskontrollen. Zusammenfassend sind folgende Aktionen durchzuführen (Pendenz):

- a. *Ertüchtigung der Probenahmestelle zur Bilanzierung der Jod- und Aerosolabgaben im Gesamtfortluftkanal, so dass auch während eines Störfalls eine Probenahme mit nuklidspezifischer Laborauswertung im Stundentakt möglich ist. Diese Massnahme ist bis Mai 2000 umzusetzen.*
- b. *Der Unterausschuss für Kernenergie (UAK) hat auf Empfehlung der Gesellschaft der Kernkraftwerksleiter (GSKL) beim Paul Scherrer Institut die Entwicklung eines Probenahmesystems zur stündlichen Bilanzierung der Jod- und Aerosolabgaben während einer Containment-Druckentlastung in Auftrag gegeben. Das Projekt wird durch die Arbeitsgruppe „Emissionsmessung beim Venting“ betreut. Die Arbeitsgruppe besteht aus zwei Vertretern der Kernkraftwerke und drei Vertretern der HSK. Sollte die Entwicklung dieses Systems erfolgreich verlaufen und wird dieses System von der Arbeitsgruppe zum Einbau empfohlen, so wird KKG den Einbau dieses Systems vorsehen.*

Personendosimetrie

Die Dosis für beruflich strahlenexponierte Personen muss nach StSV Artikel 42 Absatz 1 individuell ermittelt werden; dabei ist gemäss Anhang 5 der StSV die gesamthaft aus externer und interner Bestrahlung akkumulierte effektive Dosis zu bestimmen.

Die Erfahrung zeigt, dass im Kernkraftwerksbereich die äussere Bestrahlung den Hauptbeitrag zur Dosis der einzelnen Personen des Kraftwerkpersonals liefert. Die im KKG eingesetzten Dosimetriesysteme zur Ermittlung der operationellen Dosisgrössen (Anhang 5 StSV) werden nachstehend bewertet.

Behördlich anerkanntes Dosimetriesystem

Die externe Strahlenexposition ist im Allgemeinen monatlich zu ermitteln. Die Aufsichtsbehörde kann allerdings Ausnahmen davon erlauben, wenn ein zweites geeignetes System zur Dosisüberwachung zur Verfügung steht (StSV Artikel 42 Absätze 2 und 5). Die HSK verlangt in ihrer Richtlinie R-12 gestützt auf StSV Artikel 42 Absatz 4, dass in den schweizerischen Kernkraftwerken zusätzlich zum anerkannten Dosimetriesystem ein zweites unabhängiges Dosimetriesystem als Warngerät in Strahlenfeldern und zur Durchführung der Job-Dosimetrie eingesetzt wird.

Die Dosimetriestelle des Kernkraftwerkes Gösgen wurde mit Verfügung vom 22. Dezember 1983 anerkannt. Aufgrund einer Überprüfung des neu eingeführten Thermo-Lumineszenz-Dosimetriesystems durch die HSK und einem von ihr beauftragten Experten wurde dem KKG die Anerkennung zum weiteren Betrieb der Dosimetriestelle erteilt. Gemäss StSV Art. 46 Absatz 3 ist diese Anerkennung längstens fünf Jahre gültig und muss somit im Jahr 2000 erneuert werden.

Die Ermittlung der Dosis mittels der anerkannten TLD erfolgt im KKG vierteljährlich, sofern die aufgrund des elektronischen Dosimetriesystems ermittelte Kollektivdosis für das KKG-Personal unterhalb 60 Personen-mSv pro Monat liegt (HSK Richtlinie R-12). Dies wurde von der HSK akzeptiert.

Eine periodische Qualitätskontrolle der Dosimetrie aller schweizerischen Dosimetriestellen wird durch die obligatorische Teilnahme an jährlichen Vergleichsmessungen der Expertengruppe für Personendosimetrie der Eidgenössischen Kommission für Strahlenschutz (EKS) sichergestellt. Bei diesen Vergleichsmessungen erzielte das KKG seit der Einführung des neuen Systems immer gute Resultate.

Elektronische Dosimeter

Im KKG wurde anfangs 1996 das elektronische Dosimetriesystem erneuert. Alle Personen, inklusive Besucher, die sich in der kontrollierten Zone aufhalten, müssen ein elektronisches Kontroll- und Alarmdosimeter tragen, welches jeweils direkt beim Verlassen der kontrollierten Zone ausgewertet wird. Die ermittelten Daten werden in einem Rechnersystem abgelegt.

Das elektronische Dosimetriesystem im KKG entspricht dem Stand der Technik und ist für den Einsatz als Kontroll- und Alarmsystem geeignet. Mit einigen Anpassungen könnte das System nach Auffassung der HSK noch besser für das arbeitsspezifische Dosismanagement eingesetzt werden. KKG vertritt hingegen die Ansicht, dass das vorhandene Konzept der Jobdosimetrie den Anforderungen genügt (vgl. Kapitel 4.6.3) und sich weitere Verbesserungen vor allem durch eine gute Arbeitsplanung erreichen lassen.

Weitere Dosimeter

Für besondere Einsätze werden weitere Dosimeter, z.B. zur Ermittlung von Teilkörperbestrahlungen oder der Neutronendosis, eingesetzt. Wie in den schweizerischen Kernkraftwerken allgemein üblich, werden die Neutronendosimeter jeweils vom PSI angefordert und auch dort ausgewertet.

Inkorporationsmessung

Durch Inkorporationen trat im Kernkraftwerksbereich in den Jahren 1995 und 1996 in einem Fall eine Dosis von mehr als 1mSv auf (Inkorporation von Co-60 mit einer Folgedosis kleiner 2 mSv).

Für γ -strahlende Nuklide erfolgt die Überwachung hinsichtlich Inkorporation mit den Personenmonitoren gleichzeitig mit der Ausgangskontrolle. Sind weitergehende Abklärungen erforderlich, steht ein Messplatz für Thorax-Messungen zur Verfügung. Diese Monitore und der Messplatz sind im Sinne der neuen Personendosimetrieverordnung als Triagemonitore zu betrachten. Bei Erreichen der Messschwelle wird die betreffende Person auf einem Ganzkörperzähler gemessen und die Folgedosis durch Inkorporation bestimmt. Diese Abklärungen werden im Auftrag des KKG durch die Inkorporationsmessstelle des PSI durchgeführt. Bei positiven Befunden werden die betroffenen Personen registriert, was eine Folgemessung nach 24 Stunden einschliesst. KKG hat dazu eine Verfahrensregelung zur Vorgehensweise im Rahmen der Überarbeitung des Strahlenschutzreglements erarbeitet, die von der HSK überprüft und generell als tauglich befunden worden ist.

5.19 FLUCHT- UND INTERVENTIONSWEGE

Im Rahmen der "Massnahmen gegen Einwirkungen Dritter" wurde das KKG in Sicherungszonen eingeteilt. Die Sicherungszonen sind durch bauliche Massnahmen gegenüber der Umgebung abgegrenzt. Durchgänge zu diesen Zonen, welche als betriebliche Durchgänge für Personen- und Materialverkehr im Normalbetrieb und als Interventions-/Fluchtwege bei Störfällen ausgebildet sind, werden als Durchgangspunkte bezeichnet. Die Zutrittskontrolle beinhaltet die Überwachung der Durchgangspunkte sowie die Kontrolle des Personen- und Materialflusses bei den Durchgangspunkten.

Die HSK hat überprüft, ob die Belange der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes in Bezug auf die Interventions- und Fluchtwege hinreichend berücksichtigt sind. Dies bedeutet, dass die Interventionsmöglichkeiten in die Anlage und die Fluchtmöglichkeiten aus den Anlagenträumen stets gewährleistet sein müssen. Im Vordergrund stehen hier die Verkehrs- und Fluchtwege, die für die Störfallbeherrschung, die Personensicherheit in der Anlage und den sicheren Reaktorbetrieb von Bedeutung sind.

Die Durchgangspunkte und die Zutrittskontrolle schränken im Normalbetrieb den Zutritt von berechtigten Personen zu den relevanten Anlagenteilen nicht wesentlich ein. Auch bei einem Störfall ist der Zutritt zu den sicherheitsrelevanten Anlagenteilen selbst bei gestörtem Zutrittskontrollsystem hinreichend schnell möglich.

Aus Sicht der HSK sind die Kommunikationsmöglichkeiten unter Berücksichtigung der vorhandenen Massnahmen an den Durchgangspunkten in der Regel in Ordnung, einzig bei der Personenschleuse auf +12m im Containment erscheinen sie verbesserungswürdig. Auf der Containmentinnenseite ist lediglich ein Telefon als Kommunikationsmittel vorhanden. Aus Arbeits- und

Personenschutzgründen werden hingegen zwei notstromversorgte, diversitäre Kommunikationseinrichtungen verlangt. Es wird empfohlen eine Gegensprechanlage auf der Containmentinnenseite nachzurüsten. KKG betrachtet hingegen die vorhandenen Kommunikationsmöglichkeiten für ausreichend. Es liegen bisher auch keine negativen Betriebserfahrungen vor. Da es sich bei dieser Frage primär um Gesichtspunkte des allgemeinen Arbeitsschutzes handelt, die in der Verantwortung des Betreibers liegen, verzichtet die HSK hier auf eine weitergehende Massnahme.

Ansonsten erfüllen die Durchgangspunkte und die Interventions- und Fluchtwege die Anforderungen der HSK. Als mögliche zusätzliche Verbesserung wird die elektrische Anspeisung der Türsteuerungen ab zuverlässigeren Schienen gesehen. Den Hintergrund für diesen Verbesserungsvorschlag bilden Gesichtspunkte des anlageninternen Notfallschutzes. Bei einem Verlust der elektrischen Anspeisung der Türen müssen diese von aussen geöffnet werden. Dies könnte zu einer Verzögerung von notwendigen Interventionen des Personals bei einem Unfall führen. *KKG ist aufgefordert, zu untersuchen, ob bei einem Ausfall der elektrischen Anspeisung der Türsteuerungen Beeinträchtigungen von vorgesehenen anlageninternen Notfallmassnahmen eintreten können. Ein entsprechender Untersuchungsbericht ist der HSK bis Ende 2000 vorzulegen. (Massnahme)*

6 AUSLEGUNGSSTÖRFÄLLE

6.1 GRUNDLAGEN DER STÖRFALLANALYSEN

Die Störfallanalysen sollen nachweisen, dass die je nach Störfallkategorie zulässigen Beanspruchungen für den Reaktorkern, den Reaktordruckbehälter, den Reaktorkühlkreislauf, den Sekundärkreislauf und das Primärcontainment sowie die vorgeschriebenen radiologischen Grenzwerte gemäss HSK-Richtlinie R-11 eingehalten werden.

KKG hat in den letzten Jahren die für die einzelnen Störfallgruppen abdeckenden Auslegungstörfälle neu analysieren lassen. Diese Störfallanalysen wurden der HSK im Zusammenhang mit der Freigabe des Einsatzes von MOX-Brennelementen und als Teil der PSÜ eingereicht. Bei der Durchführung der Analysen wurden die Fortschritte bei der Entwicklung der Rechenmethoden berücksichtigt. Es wurden realistische Rechenmodelle mit realistischen bzw. konservativen Eingabedaten verwendet (Normalfälle bzw. konservative Fälle). Die Normalfälle sollen das Anlagenverhalten realitätsnah beschreiben und die konservativen Analysen sollen zeigen, dass die den Akzeptanzkriterien vorgelagerten Nachweisziele (Sicherheitsgrenzwerte) eingehalten werden.

Grundsätzlich wurden realistische Grenzwerte für die Auslösung von Sicherheitssystemen verwendet. Bei den konservativen Fällen wurde angenommen, dass das erste Reaktorschnellabschalt- oder Stabeinwurf-Anregekriterium ausfällt. Zudem wurden störfallspezifisch konservative Annahmen getroffen. Bei Betriebsstörungen wurde der Ausfall einer den Störfallablauf günstig beeinflussenden betrieblichen Regelung angenommen. Bei Zwischenfällen und Unfällen wurden Betriebssysteme als nicht verfügbar betrachtet, und hinsichtlich der Einsatzbereitschaft der Sicherheitssysteme wurden ein Einzelfehler und ein Reparaturfall unterstellt.

Die untersuchten Auslegungstörfälle sind im Sicherheitsbericht in einer Störfallliste zusammengestellt. Die HSK ist der Meinung, dass die durchgeführten Störfalluntersuchungen die aus heutiger Sicht für Druckwasserreaktoren wesentlichen Auslegungstörfälle umfassen. Neue Erkenntnisse und Vorkommnisse können dazu führen, dass ergänzende Rechnungen mit speziellen Randbedingungen durchgeführt oder zusätzliche Störfallabläufe analysiert werden müssen.

Die HSK ist mit den Nachweiszielen (Sicherheitsgrenzwerten) einverstanden, da damit auch die Akzeptanzkriterien gemäss Richtlinie R-100 erfüllt sind. Sie hat sich davon überzeugt, dass die bei den konservativen Analysen getroffenen Annahmen zu konservativen Ergebnissen führen, so dass die berechneten Beanspruchungen eine obere Grenze der zu erwartenden Werte darstellen.

Zur Bewertung der bei den Störfallanalysen verwendeten Rechenprogramme hat die HSK das Paul Scherrer Institut als Experten beigezogen. Der Experte kommt zum Schluss, dass die verwendeten Rechenprogramme weitgehend dem heutigen Stand der Sicherheitstechnik entsprechen und für die im Rahmen der PSÜ durchgeführten Störfallanalysen als geeignet eingeschätzt werden können.

6.2 VERHALTEN DER ANLAGE BEI AUSLEGUNGSSTÖRFÄLLEN

6.2.1 Transienten

Im Zusammenhang mit der periodischen Sicherheitsüberprüfung und der Einführung von MOX-Brennelementen hat KKG eine Reihe von Transienten neu analysieren lassen. Störungen infolge sekundärseitiger Zu- und Abnahme der Wärmeabfuhr, Störungen infolge Abnahme des Reaktorkühlmittel-Durchsatzes, Störungen mit Auslösung des Überdruck-Schutzsystems im Reaktorkühlkreislauf, Störungen der Leistungsverteilung und der Reaktivität sowie Transienten ohne Reaktorschnellabschaltung (ATWS) wurden betrachtet. Unter den neu analysierten Störfällen befinden sich vor allem diejenigen Transienten, die für die betreffende Störfallgruppe hinsichtlich ihrer Auswirkungen auf das Anlagenverhalten abdeckend sind. Als Kernbeladung wurden sowohl ein reiner Urankern als auch ein Mischkern aus 113 Uran- und 64 MOX-Brennelementen als Referenzkerne berücksichtigt.

Die Analysen wurden mit realistischen und/oder konservativen Annahmen betreffend der Funktion der Betriebs- und Sicherheitssysteme durchgeführt. Die Rechnungen mit realistischen Annahmen repräsentieren das im Störfall erwartete Anlagenverhalten, die Rechnungen mit konservativen Annahmen dienen dem Nachweis der Einhaltung der Sicherheitsgrenzwerte auch bei Annahme ungünstigster Anlagenzustände. Es wurde gezeigt, dass bei Störfällen der Ereigniskategorie³ 1 die Erhaltung der Hüllrohrintegrität und bei den Störfällen der Ereigniskategorien 2 und 3 sowie bei ATWS-Störfällen die Kernkühlbarkeit gewährleistet sind. Zudem wurde nachgewiesen, dass die zulässigen Drücke im Reaktorkühl- und Sekundärkreislauf nicht überschritten werden. Damit ist für die betrachteten Störfallgruppen gezeigt, dass die inhärenten Sicherheitseigenschaften des DWR und die Kapazitäten und das Zeitverhalten der Sicherheitssysteme ausreichen und die Auslösegrenzwerte des Reaktorschutzsystems zweckmässig festgelegt sind.

Alle innerhalb der Auslegung zu berücksichtigenden Transienten werden, mit den folgenden zwei Ausnahmen, durch direkte Prozessparameter vom Reaktorschutzsystem erkannt:

- Wellenbruch einer Hauptkühlmittelpumpe,
- Ansprechen eines Dampferzeuger-Sicherheitsventils, z.B. infolge Fehlschliessen eines Frischdampfisolationsventils.

Auf einen Wellenbruch reagiert der DWR mit seinen inhärenten Eigenschaften ohne dass unzulässige thermische Hüllrohrbelastungen auftreten. Auf das Ansprechen eines Frischdampfsicherheitsventils reagiert das Reaktorschutzsystem nur indirekt, z.B. reaktorseitig über Druck- und DNB-Überwachung oder auch überhaupt nicht, falls Grenzwerte des Reaktorschutzsystems, die auslegungsgemäss für einen anderen Verwendungszweck vorgesehen sind, nicht ansprechen. Der Druckanstieg auf der Sekundärseite wird nicht überwacht.

Zum Schutz der FD-Leitungen und Dampferzeuger auch in auslegungsüberschreitenden Situationen (z.B. Nichtverfügbarkeit der Frischdampfsicherheitsventile), wie auch um ein zu häufiges Ansprechen der FD-Sicherheitsventile bei Transienten zu vermeiden (Schutz der FD-Sicherheitsventile), verlangt die HSK, dass die Auslösung einer Reaktorschnellabschaltung durch das Signal "Frischdampfdruck hoch" bis zum Abschluss des Brennelementwechsels 2001 nachgerüstet wird (Massnahme, vgl. Kapitel 5.6.1).

³ Ereigniskategorien nach HSK-Richtlinie R-100

Damit wird auch eine Angleichung an die Auslegung der Druckwasserreaktoren des gleichen Reaktorlieferanten in Deutschland erreicht.

6.2.2 Kühlmittelverluststörfälle innerhalb des Containments

Bei Auslegungsstörfällen mit Kühlmittelverlust aus dem druckführenden Reaktorkühl- (Primär-) Kreislauf in das Primärcontainment wird der Integritätsverlust der Aktivitätsbarriere „Reaktorkühlkreislauf“ postuliert. Durch den Kühlmittelverlust kommt es zu einer zeitweilig verminderten Kühlung der Brennstäbe des Reaktorkerns, welche zum Versagen der Aktivitätsbarriere „Brennstabhüllrohr“ führen kann. Ferner wird durch das ausströmende Reaktorkühlmittel die Aktivitätsbarriere „Primärcontainment“ belastet.

Die wichtigsten Gegenmassnahmen sind neben der Reaktorschnellabschaltung die Auslösung der Notkühlsysteme, welche den Kühlmittelverlust ergänzen und die Nachzerfallswärme des Reaktorkerns abführen, und die Isolation des Containments. Die Auslösekriterien für die Notkühlsysteme im Reaktorschutzsystem sind so aufgebaut, dass bei jedem Kühlmittelverluststörfall innerhalb des Containments ein automatischer Start der Notkühlsysteme erfolgt. Bei der Analyse eines Kühlmittelverluststörfalles muss nachgewiesen werden, dass der Reaktorkern kühlbar bleibt und das Primärcontainment den Belastungen standhält. Es ist somit nachzuweisen, dass

- die maximale Temperatur der Brennstab-Hüllrohre 1200 °C nicht übersteigt,
- die berechnete maximale lokale Oxidation des Heissstabes höchstens 17 % der Hüllrohrwandstärke beträgt,
- die maximale Wasserstoffproduktion im Kern höchstens 1 % der bei vollständiger Zirkonium-Wasser-Reaktion erzeugten H₂-Menge beträgt,
- die langfristige Abfuhr der Nachzerfallswärme gewährleistet ist und
- der Auslegungsdruck des Primärcontainments (5,89 bar-abs) und die Auslegungstemperatur (135 °C) nicht überschritten werden.

Zusammenfassung der Ergebnisse für grosse Lecks

Die Ergebnisse der Kernaufheizrechnungen zeigen, dass der doppelendige Bruch des Kaltstrangs einer Reaktorkühlmittelleitung zwischen Hauptkühlmittelpumpe und Reaktordruckbehälter zu den höchsten Brennstab-Hüllrohrtemperaturen führt. An der Heissstelle (mit einer angenommenen linearen Stableistung von 600 W/cm, die dem im Betrieb maximal zulässigen Wert entspricht) erhält man für den Urankern Hüllrohrtemperaturen von 1087 °C und für den Uran/MOX-Kern Temperaturen von 1090 °C. Die durch die Oxidation verursachte Wanddickenschwächung liegt unterhalb des zulässigen Wertes von 17 %. Die Wasserstofffreisetzung überschreitet den zulässigen Wert von 1 % nicht.

Damit sind die einleitend genannten Nachweisziele für das Kernverhalten erfüllt.

Die Belastungen des Primärcontainments bleiben unter den zulässigen Werten. Der Containmentdruck erreicht einen Maximalwert von 2,85 bar, was deutlich unter dem Auslegungsdruck von 5,89 bar liegt.

Zusammenfassung der Ergebnisse für kleine und mittlere Lecks

Mit den Störfallanalysen für die kleinen und mittleren Lecks soll gezeigt werden, dass die Kernnotkühlung wirksam ist und dass ein gesicherter Übergang von der Hochdruck-Sicherheits-

einspeisung resp. Druckspeichereinspeisung auf die Niederdruck- resp. Sumpfeinspeisung gewährleistet ist. Insgesamt wurden dazu 6 Störfälle mit unterschiedlicher Leckgrösse und Lecklage analysiert, wobei konservative Anfangs- und Randbedingungen verwendet und Einzelfehler sowie Reparaturfall bei den zur Störfallbeherrschung wichtigen Notkühlssystemen unterstellt wurden. Das Spektrum der analysierten Lecks entspricht dem der früher durchgeführten Untersuchungen zur Betriebsbewilligung. Bei kleinen Lecks ist ein sekundärseitiges Abfahren der Anlage erforderlich. Bei den konservativen Analysen wurde in Übereinstimmung mit HSK-R-101 angenommen, dass dieses Abfahren erst 30 Minuten nach Störfalleintritt eingeleitet wird; bei den realistischen Analysen wurde unterstellt, dass das sekundärseitige Abfahren sofort nach Auslösung der Sicherheitsgefahrmeldung „Leck im Reaktorkühlkreislauf“ begonnen wird.

Die Ergebnisse zeigen, dass es bei kleinen oder mittleren Lecks im Reaktorkühlkreislauf zu keinem Zeitpunkt zu einer Gefährdung der Kühlung des Reaktorkerns kommt. Bei heisseitigen Lecks kommt es praktisch zu keinen relevanten Füllstandsabsenkungen im Bereich des Reaktorkerns. Bei kalteitigen Lecks kann der Reaktorkern für kurze Zeit teilweise freigelegt werden. Die dadurch bedingte Aufheizung der Brennstabhüllrohre führt auch an der konservativ hohen Heisstelle (angenommene lineare Stableistung 600 W/cm) nicht zu Hüllrohrtemperaturen über 690 °C.

Damit ist im Rahmen der Auslegung der Nachweis erfolgreicher Kernnotkühlung auch für kleine und mittlere Lecks erbracht.

6.2.3 Rohrbruch im Frischdampf- und Speisewassersystem

Im Zusammenhang mit der Einführung von MOX-Brennelementen hat der Reaktor- und Brennstofflieferant den Störfall „Frischdampfleitungsbruch innerhalb des Primärcontainments“ im Hinblick auf das Verhalten des Reaktorkerns neu analysiert. Der Störfall „Speisewasserleitungsbruch innerhalb des Primärcontainments“ ist dadurch abgedeckt.

Beim Frischdampfleitungsbruch kann der abgeschaltete Reaktor durch die starke Abkühlung des Reaktorkühlkreislaufs vorübergehend wieder kritisch werden und nukleare Leistung erzeugen. Diese Leistungserzeugung darf nicht zu unzulässig vielen Brennstabschäden führen. Ferner darf die Druckbelastung des Primärcontainments dessen Integrität nicht gefährden.

Als Referenzkerne wurden ein reiner Urankern und ein Mischkern aus 113 Uran- und 64 MOX-Brennelementen berücksichtigt. Entsprechend dem „Konzept der fiktiven Überkritikalität bei Nulllast“ wurde das Anlagenverhalten rein thermohydraulisch analysiert, ohne Reaktivitätsrückwirkungen auf den Reaktorkern zu berücksichtigen. Dadurch wird die grösstmögliche Abkühlung im Bereich des Reaktorkerns errechnet, was zu einem konservativ hohen Wert für die fiktive Überkritikalität führt und eine grösstmögliche Leistungserzeugung bedeutet.

Für beide Referenzkerne ergibt sich, dass keine Brennstabschäden auftreten, obwohl gemäss der Einstufung dieses Störfalls in die Ereigniskategorie 3 die Beschädigung einer grösseren Zahl von Brennstäben zulässig wäre. Desweiteren bleiben die Integrität des Reaktorkühlkreislaufs und des Primärcontainments gewährleistet. Damit sind alle Akzeptanzkriterien eingehalten.

6.2.4 Dampferzeuger-Heizrohrbruch

Den Störfall „Dampferzeuger-Heizrohrbruch“ hat der Reaktor- und Brennstofflieferant mit realistischen sowie konservativen Annahmen neu analysiert. Wie üblich wurden als Referenzkerne ein reiner Urankern und ein Mischkern aus 113 Uran- und 64 MOX-Brennelementen berück-

sichtigt. Gegenüber früheren Analysen wurde auch der Notstromfall berücksichtigt, und in den ersten 30 Minuten wurden keine Handmassnahmen angenommen.

Beim Dampferzeugerheizrohrbruch tritt radioaktives Reaktorkühlmittel aus dem Reaktorkühlkreislauf über die Bruchstelle in den Sekundärkreislauf. Es sind deshalb Massnahmen einzuleiten, um eine Freisetzung von sekundärseitigem Wasser/Dampf in die Umgebung oder in Anlagenträume möglichst zu vermeiden. Dazu gehört auch die Vermeidung eines Überfüllens des betroffenen Dampferzeugers.

Beim Dampferzeugerheizrohrbruch ohne Notstromfall wird kein radioaktiver Dampf in die Umgebung abgegeben, da die Frischdampfsicherheitsventile nicht öffnen (die Frischdampfumleitstation ist verfügbar, die Nachwärmeabfuhr erfolgt über die Hauptwärmesenke). Nachfolgend wird deshalb nur noch der Dampferzeugerheizrohrbruch unter Notstrombedingungen diskutiert.

Im Notstromfall ist die Frischdampfumleitstation nicht verfügbar und die Wärme muss deshalb via Frischdampf-Sicherheitsventile (FD-SiV) in die Umgebung abgegeben werden, womit auch Radioaktivität aus dem Reaktorkühlkreislauf direkt in die Anlagenumgebung gelangt und zu einer Dosisbelastung für betroffene Personen führt. Die Dosisrichtwerte für Betriebsstörungen (Ereigniskategorie 1) bzw. Zwischenfälle (Ereigniskategorie 2) dürfen dabei nicht überschritten werden.

Der Dampferzeugerheizrohrbruch unter Notstrombedingungen wurde für konservative und für realistische Randbedingungen analysiert. Bei der konservativen Analyse wurde unterstellt, dass das Volumenregelsystem nicht zur Verfügung steht. Bei der realistischen Analyse wurde das Volumenregelsystem als verfügbar angenommen.

In der konservativen Analyse (Vollast) kommt es zum Ansprechen der FD-SiV und zur Auslösung der Notkühlung. Über die FD-SiV wird eine begrenzte Menge an Radioaktivität in die Anlagenumgebung abgegeben. In Kap. 6.3 wird gezeigt, dass trotz dieser Abgabe die Dosisrichtwerte für Personen in der Umgebung nicht verletzt werden. Primärkreisdruck und Sekundärkreisdruck bleiben in den durch die Nachweisziele gegebenen Grenzen.

In der realistischen Analyse (Vollast) ist das Volumenregelsystem allein in der Lage, den primärseitigen Kühlmittelverlust zu kompensieren. Hingegen kommt es zum Volllaufen des Druckhalters. Verglichen mit der konservativen Analyse wird eine geringere Menge an radioaktivem Kühlmittel über die FD-SiV in die Anlagenumgebung abgegeben.

Der Dampferzeugerheizrohrbruch wurde auch für niedrige Reaktorleistungen (speziell Nulllast) analysiert, wo das N16-Signal, welches bei Leistungen > ca. 30% frühzeitig automatische druckreduzierende Massnahmen (DH-Sprühung) auslöst, nicht zur Verfügung steht. Dies hat sowohl in der konservativen als auch in der realistischen Analyse die Auslösung der Notkühlung mittels HD-Sicherheitseinspeisepumpen zur Folge, welche den Reaktorkühlmittelverlust kompensiert. Es kann zu einem kurzzeitigen Öffnen der FD-SiV und einer geringen Abgabe radioaktiven Kühlmittels an die Umgebung kommen. Diese ist jedoch geringer als die berechneten Abgaben beim Vollastfall.

Die Analysen zeigen, dass es innerhalb der ersten 30 Minuten nach Störfalleintritt nicht zu einem Volllaufen der Dampferzeuger kommt und Handeingriffe in dieser Zeit nicht notwendig sind.

6.2.5 Leitungsbrüche ausserhalb des Containments

Bei Leitungsbrüchen ausserhalb des Primärcontainments im Ringraum oder im Reaktorhilfsanlagengebäude strömt Heisswasser und Dampf aus und kann Gefährdungen hervorrufen durch Druckerhöhung in Anlagenräumen, durch interne Überflutung und durch Freisetzung radioaktiver Stoffe. Ist eine Reaktorkühlmittel führende Leitung betroffen, so erfolgt bei ausreichend grosser Leckage durch das Reaktorschutzsystem eine automatische Absperrung der Entnahmeleitungen sowie der nicht für die Notkühlung benötigten Einspeiseleitungen des Reaktorkühlkreislaufs (Primärkreisabschluss). Bei kleineren Leckagen wird das Betriebspersonal durch verschiedene Alarme, insbesondere Aktivitätsalarme der Raumluftüberwachung, rechtzeitig gewarnt, und der Kühlmittelverlust wird durch manuelle Absperrung der betroffenen Leitung beendet.

Der Bruch einer Messleitung im Ringraum und der Entnahmeleitung des Volumenregelsystems im Hilfsanlagengebäude werden hinsichtlich der radiologischen Konsequenzen im Kapitel 6.3 analysiert.

Die Auslegung des KKG gewährleistet, dass die Überflutung begrenzt bleibt und keine sicherheitsrelevanten Ausrüstungen beeinträchtigt werden. Die Schutzrohrdurchführung der Frischdampf- und Speisewasserleitungen verhindert einen Druckanstieg im Ringraum beim Bruch dieser Leitungen.

Bisher nicht analysiert wurden die Folgen des Bruchs einer Leitung des Not- und Nachkühlsystems (TH) im Ringraum während des Nachkühlbetriebs. Obwohl es sich um eine seltene Ereigniskombination handelt, ist dieser Fall hinsichtlich seiner Auswirkungen zu untersuchen, da im Ringraum eine Vielzahl sicherheitstechnisch wichtiger Ausrüstungen platziert ist. KKG hat dazu eine Aufgabenstellung zu erarbeiten und der HSK einzureichen. Auf einer abgestimmten Basis wird KKG anschliessend eine Störfallanalyse durchführen. (Pendenz).

6.2.6 Störfälle bei der Handhabung und dem Transport von Brennelementen

Die Störfälle bei der Handhabung und dem Transport von Brennelementen umfassen einen Absturz eines Brennelementes im Reaktor oder in einem Brennelement-Lagerbecken mit anschliessender Beschädigung von Brennstäben, den Absturz schwerer Lasten auf das Brennelementbecken und den Absturz eines Transportbehälters ausserhalb des Primärcontainments. Zur Ermittlung der radiologischen Auswirkungen der Brennelement-Handhabungsstörfälle wurde der Absturz eines abgebrannten Brennelements im Ladebecken des Ringraums als abdeckender Störfall analysiert. Dabei wurde unterstellt, dass sämtliche Brennstäbe einer äusseren Reihe und somit 15 Brennstäbe defekt sind und die Abklingzeit nach Abschaltung des Reaktors 3 Tage beträgt. Die HSK hat diese Berechnungsannahmen akzeptiert.

Der Absturz schwerer Lasten auf das Brennelementlagerbecken und der Absturz eines Transportbehälters wurden in Übereinstimmung mit den deutschen Störfall-Leitlinien, die von der HSK zur Beurteilung herangezogen wurden, nicht analysiert. Durch die Auslegung und den Betrieb der Hebezeuge und durch die Auslegung der im KKG zum Einsatz gelangenden Transportbehälter ist eine ausreichende technische Vorsorge getroffen worden, welche sicherstellt, dass diese Störfälle entweder ausgeschlossen werden können oder keine unzulässigen Auswirkungen zur Folge haben.

6.2.7 Störfälle durch äussere Einwirkungen

In Bezug auf Störfälle durch äussere Einwirkungen wird im Allgemeinen zwischen naturbedingten und nicht-naturbedingten (zivilisationsbedingten) äusseren Einwirkungen unterschieden.

Zu den naturbedingten äusseren Einwirkungen, die im Rahmen der sicherheitstechnischen Auslegung eines KKW berücksichtigt werden, gehören Erdbeben, Windlasten, Hochwasser und Blitzschlag. Zu den nicht-naturbedingten äusseren Einwirkungen gehören Flugzeugabsturz, chemische Explosionen, giftige und explosionsgefährliche Gase, Grossbrände sowie Einwirkungen Dritter. Die HSK hat in der Richtlinie R-101 im Kapitel 6.1 grundsätzlich festgelegt, dass das Ausmass der bei der Auslegung zu berücksichtigenden äusseren Einwirkungen unter Berücksichtigung der Standortgegebenheiten festzulegen ist. Einwirkungen Dritter werden von der Sektion NS beurteilt.

Bei der Planung und Errichtung des KKG wurden Auslegungsforderungen in Bezug auf die Berücksichtigung von Erdbebenlasten, Hochwasser, Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwellen entsprechend den damaligen Standortbedingungen und dem damaligen Stand von Wissenschaft und Technik getroffen. Diese Forderungen fanden insbesondere bei der Auslegung der Bauwerke Berücksichtigung. Eine Absicherung gegen die Wirkungen der Oberflächengewässer erfolgte durch die während der Bauphase vorgenommene Aufschüttung des Geländes bis auf eine Höhe von 382 m ü.d.M. Eine Beurteilung der Bauwerke nach dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik hat die HSK in Kapitel 5.2 vorgenommen. Dort wurden entsprechende ergänzende Forderungen formuliert.

Kapitel 3.2.2 enthält eine Beurteilung der Auslegung des KKG gegen Flugzeugabsturz im Vergleich mit der Richtlinie R-102. Trotz abweichender ursprünglicher Auslegungsgrundlagen sind hier aus Sicht der HSK keine Ertüchtigungsmassnahmen notwendig.

Die Auswirkungen von Bränden werden ebenfalls durch eine entsprechende technische Vorsorge, die weitgehend dem heutigen Stand der Technik entspricht, hinsichtlich der sicherheitstechnischen Konsequenzen beherrscht. Kapitel 5.15 enthält die HSK-Bewertung des Brand-schutzes.

Die technische Vorsorge gegen Blitzschutz einschliesslich Verbesserungsmassnahmen zur Berücksichtigung des heutigen Standes von Wissenschaft und Technik ist in Kapitel 5.16 beurteilt.

1994 wurde in der unmittelbaren Umgebung des KKG eine Parallelleitung zur bereits bei der Errichtung des Kraftwerkes vorhandenen Transitgasleitung verlegt. Nach umfangreichen Sicherheitsabklärungen durch die Schweizer Gaswirtschaft und durch die HSK konnte nachgewiesen werden, dass aus dieser Änderung der Standortbedingungen keine erhöhte Gefährdung für das Kernkraftwerk Gösgen resultiert und sich keine Ertüchtigungsmassnahmen aufdrängen.

Eine Gesamtbeurteilung des mit äusseren Einwirkungen (ohne Einwirkungen Dritter) verbundenen Risikos wurde in der Gösgen PSA (GPSA) vorgenommen. Die HSK hat diese Studie umfassend überprüft und im Kapitel 7 ihre Bewertung zusammengefasst. Dabei wurden ergänzende Forderungen hinsichtlich der Verbesserung des seismischen Teils und des Brand-schutzteils der GPSA gestellt.

Unterstellt man eine erfolgreiche Umsetzung der von der HSK in den Kapiteln 5.2 und 5.16 vorgeschlagenen Verbesserungsmassnahmen, ist zu erwarten, dass die Auslegung und Ausführung des KKG gegen äussere Einwirkungen auch modernen Sicherheitsanforderungen genügt.

Eine abschliessende Bewertung ist allerdings erst mit dem Vorliegen einer verbesserten PSA-Studie möglich (vgl. Kap. 7.1.3).

6.3 RADIOLOGISCHE AUSWIRKUNGEN VON AUSLEGUNGSSTÖRFÄLLEN

Der Nachweis eines ausreichenden Sicherheitskonzepts wird im Rahmen der Auslegung an Hand umfassender Störfallanalysen geführt. Dabei muss nachgewiesen werden, dass für alle während der Lebensdauer einer Anlage zu erwartenden und für alle nach menschlichem Ermessen nicht auszuschliessenden Ereignisse die Anlage so ausgelegt ist, dass dabei keine für die Umgebung gefährlichen Dosisbelastungen auftreten. Dieser Nachweis wurde für Auslegungsstörfälle bereits im Rahmen des Bewilligungsverfahrens für die Inbetriebnahme und den Betrieb der Anlage Gösgen geführt, und es wurde damals gezeigt, dass die zu erwartenden Dosen deutlich, teilweise um Grössenordnungen, geringer sind als die einzuhaltenden Grenzwerte. Allerdings wurde, wie damals üblich, nur die Dosisbelastung durch Edelgase und Jod während der Wolkenphase berücksichtigt.

Die Rechenmodelle zur Beschreibung des Transports radioaktiver Stoffe innerhalb und ausserhalb der Anlage wurden im Laufe der Jahre ständig verfeinert und gewisse Randbedingungen wurden den neueren Erkenntnissen angepasst. So wurde beispielsweise in Deutschland die Vorgehensweise bei der radiologischen Störfallanalyse von Druckwasserreaktoren deutscher Bauart im Jahre 1983 gesetzlich in den Störfall-Leitlinien verankert. Wesentlich geändert wurden auch die Annahmen zur Dosisberechnung, die heute für die Schweiz in der HSK Richtlinie R-41 festgelegt sind. Insbesondere erfolgt die Dosisberechnung für eine Integrationszeit von einem Jahr. Dies führte zur Notwendigkeit, die radiologischen Auswirkungen von Auslegungsstörfällen im Rahmen der PSÜ neu zu beurteilen.

Im Rahmen des Sicherheitsnachweises für ein Kernkraftwerk muss für Auslegungsstörfälle nachgewiesen werden, dass die störfallbedingten radiologischen Auswirkungen für Personen in der Umgebung der Anlage gering sind und die behördlich festgelegten Dosisrichtwerte gemäss HSK Richtlinie R-11 eingehalten werden. Die dazu notwendigen Analysen umfassen:

Innerhalb der Anlage zur Bestimmung des Quellterms:

- Aufbau des Aktivitätsinventars im Brennstab und Reaktorkühlmittel,
- Transport radioaktiver Stoffe innerhalb der Anlage bis zur Freisetzung in die Umgebung.

Ausserhalb der Anlage zur Bestimmung der Dosen:

- Ausbreitung der freigesetzten radioaktiven Stoffe in der Atmosphäre und Ablagerung auf dem Boden,
- Dosisbelastung für Personen der Bevölkerung.

Im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKG hat der Betreiber die in der Kraftwerksumgebung zu erwartenden Dosisbelastungen für eine Reihe von radiologisch repräsentativen Auslegungsstörfällen neu analysiert. Andere radiologisch relevante Störfälle werden durch die analysierten Störfälle abgedeckt. Dies ist ein übliches Vorgehen.

Für den Sicherheitsnachweis ist in einem ersten Schritt die Menge der in die Anlagenumgebung freigesetzten radioaktiven Stoffe, der sog. Quellterm, zu berechnen. Zur Berechnung des Quellterms hat sich der Betreiber auf die deutschen Störfall-Leitlinien für Druckwasserreaktoren ab-

gestützt. Die Anwendung dieser Leitlinien für die Quelltermberechnung des KKG ist von der HSK akzeptiert worden.

Für Kühlmittelverluststörfälle und den Störfall „Absturz eines Brennelementes im Ringraum“ wurde auch der Einfluss des Einsatzes von MOX-Brennelementen untersucht. Dieser Einfluss ist gering. Die HSK hat sich davon überzeugt, dass der Quelltermberechnung die allgemeinen Grundsätze sowie die störfallspezifischen Annahmen und Parameter der Störfall-Leitlinien zugrundegelegt wurden. Für zwei Auslegungsstörfälle hat die HSK eigene Analysen durchgeführt und die vom Betreiber ermittelten Quellterme bestätigen können.

Die HSK hat auch die vom Betreiber unterbreiteten Rechenmodelle für die Ausbreitungs- und Dosisberechnung sowie deren Annahmen und Eingabeparameter überprüft und durch eigene Analysen im Detail quantitativ kontrolliert. Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen des Betreibers entsprechen weitgehend den Berechnungsgrundlagen der deutschen Störfall-Leitlinien, sowie teilweise einem Vorläufer der HSK Richtlinie R-41. Nach Ansicht der HSK sind die den Analysen unterstellten Randbedingungen konservativ, d.h. bei realistischeren Randbedingungen sind noch deutlich geringere Dosisbelastungen zu erwarten.

Die berechneten radiologischen Auswirkungen in der Umgebung sind in Tab. 6.3-1 zusammengefasst. Die Dosisbelastungen bleiben in allen untersuchten Auslegungsstörfällen deutlich unterhalb den in der Richtlinie R-11 festgelegten Richtwerten. Für Auslegungsstörfälle der Ereigniskategorie 1 sind pro Ereignis im ersten Jahr maximal 0,2 mSv, für Auslegungsstörfälle der Ereigniskategorie 2 maximal 1 mSv und für Auslegungsstörfälle der Ereigniskategorie 3 maximal 100 mSv zulässig.

Die Ergebnisse der HSK- und KKG-Berechnungen stimmen insgesamt gut überein. Die Unterschiede lassen sich mit den unterschiedlichen Modellannahmen zur Ausbreitungs- und Dosisberechnung erklären. Die Dosisbelastungen werden in den meisten Fällen durch die langfristige Bodenphase dominiert, insbesondere durch die Ingestion von Jod und Aerosolen. Einzig beim Absturz eines Brennelementes im Ringraum ist die externe Wolkenstrahlung während des Wolkendurchzugs bestimmend.

Für KKG liegt keine aktuelle radiologische Analyse für den Fall "Leck einer Rohrleitung in der Abgasanlage" vor. Die HSK hat den Sachverhalt überprüft und ist der Ansicht, dass keine unzulässig hohen Abgaben zu erwarten sind.

Im Unterschied zu anderen Schweizer KKW liegt für KKG keine Beurteilung der radiologischen Folgen eines Sicherheitserdbebens (SSE) vor. Massgebend hierfür sind die bei einem SSE möglicherweise zu erwartenden Schäden an nicht gegen SSE ausgelegten Behältern und Rohrleitungen. KKG hat zugesagt, eine entsprechende radiologische Analyse auf der Basis einer von der HSK akzeptierten Arbeitsgrundlage durchzuführen (Pendenz).

Tabelle 6.3-1: Maximale Dosisbelastungen für Auslegungsstörfälle im KKG

Auslegungsstörfall	Richtwert nach R-11	Maximale Dosis [mSv] Integrationszeit 1 Jahr		Belastungspfade und Nuklidgruppen *	
		[mSv]	KKG-Analyse	HSK-Analyse	Wolkenphase
Ereigniskategorie 1					
Verlust der Eigenbedarfsversorgung	0.2	1.03E-03	1.35E-03	Inh/I, Inh/A	Ing/I, Ing/A
Dampferzeuger- Heizrohrbruch (normale Kühlmittelaktivität)	0.2	1.04E-02	2.18E-02	Inh/I, Inh/A	Ing/A, Ing/I
Fehlöffnen von DE- Abblaseventilen (normale Kühlmittelaktivität)	0.2	1.03E-03	1.35E-03	Inh/I, Inh/A	Ing/I, Ing/A
Ereigniskategorie 2					
Dampferzeuger- Heizrohrbruch (erhöhte Kühlmittelaktivität)	1	1.04E-01	2.18E-01	Inh/I, Inh/A	Ing/A, Ing/I
Fehlöffnen von DE- Abblaseventilen (erhöhte Kühlmittelaktivität)	1	1.03E-02	1.35E-02	Inh/I, Inh/A	Ing/I, Ing/A
Absturz eines Brennelemen- tes im Ringraum (Uran- Brennstoff)	1	4.80E-03	4.96E-03	Ext/E	Ing/I
Absturz eines Brennelemen- tes im Ringraum (Uran/MOX- Brennstoff)	1	5.00E-03	5.27E-03	Ext/E	Ing/I
Ausfall der Hauptwärmesen- ke mit Dampferzeuger- Heizrohrleckagen	1	1.03E-03	1.35E-03	Inh/I, Inh/A	Ing/I, Ing/A

*HSK Analyse: Belastungspfade und Nuklidgruppen mit einem Beitrag zur Wolken- bzw. Bodendosis > ca. 10% (wichtigster Pfad insgesamt **fett** hervorgehoben)

Ext = Externe Bestrahlung E = Edelgase

Inh = Inhalation I = Jod

Ing = Ingestion A = Aerosole

Fortsetzung Tabelle 6.3-1

Auslegungsstörfall	Richtwert nach R-11	Maximale Dosis [mSv] Integrationszeit 1 Jahr		Belastungspfade und Nuklidgruppen*	
		[mSv]	KKG- Analyse	HSK- Analyse	Wolken- phase
Ereigniskategorie 3					
Versagen des Volumen- ausgleichstanks	100	5.31E-02	3.77E-02	Ext/E, Inh/I	Ing/I
Bruch der Entnahmeleitung im Hilfsanlagegebäude	100	5.31E-02	3.77E-02	Ext/E, Inh/I	Ing/I
Leck in einer primärkühlmit- telführenden Messleitung im Ringraum	100	6.20E-01	3.83E-01	Inh/I, Inh/A, Ext/E	Ing/A, Ing/I
Kühlmittelverlust bei grossem Leck (Uran-Brennstoff)	100	7.71E-02	2.37E-02	Ext/E	Ing/A, Ing/I
Kühlmittelverlust bei grossem Leck (Uran/MOX-Brennstoff)	100	7.61E-02	2.24E-02	Ext/E	Ing/A, Ing/I
Frischdampfleitungsbruch mit Dampferzeuger- Heizrohrschäden	100	1.04E-01	2.18E-01	Inh/I, Inh/A	Ing/A, Ing/I

*HSK Analyse: Belastungspfade und Nuklidgruppen mit einem Beitrag zur Wolken- bzw. Bodendosis > ca. 10%
(wichtigster Pfad insgesamt **fett** hervorgehoben)

Ext = Externe Bestrahlung E = Edelgase

Inh = Inhalation I = Jod

Ing = Ingestion A = Aerosole

7 AUSLEGUNGSÜBERSCHREITENDE STÖRFÄLLE

Mit dem für Kernkraftwerke entwickelten Sicherheitskonzept ist eine weitreichende und umfassende Vorsorge gegen das Eintreten und die Konsequenzen von Störfällen getroffen worden. Im Rahmen dieser Auslegungsbasis ist die Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umgebung gering und stellt keine Gefährdung für die Umgebung und für die Bevölkerung dar. Dieses Sicherheitskonzept deckt alle nach der Erfahrung zu erwartenden oder nach menschlichem Ermessen nicht auszuschliessenden Störfälle ab.

Störfälle ausserhalb der Auslegung sind nur bei Mehrfachfehlern und Versagen mehrerer Rückhaltebarrieren denkbar. Erst unter diesen Bedingungen kann es zu einem Unfall mit einer massiven Freisetzung radioaktiver Stoffe nach aussen kommen. Es ist die Aufgabe der Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA), die durch das umfassende Sicherheitskonzept einer Anlage nicht mehr beherrschbaren Unfallabläufe mit Kernbeschädigung risikomässig zu bewerten und deren Konsequenzen für die Umgebung aufzuzeigen. Die PSA erlaubt somit eine quantitative Risikobewertung einer Kernanlage und darüber hinaus auch eine Bewertung der Ursachen für solche hypothetischen Unfallabläufe. Daraus lassen sich Rückschlüsse ziehen auf mögliche Schwachstellen der Anlage, sowie auf sinnvolle Anlagenverbesserungen, um das Risiko weiter zu reduzieren.

Eine vollständige Risikoanalyse erfolgt in drei Schritten, die als PSA-Studien der Stufe 1, Stufe 2 und Stufe 3 bezeichnet werden. Die PSA der Stufe 1 umfasst die Bestimmung derjenigen Unfälle, die innerhalb von 24 Stunden nach Störfalleintritt zu einer Beschädigung des Kerns führen. Die Kernschadenshäufigkeit (Englisch: 'Core Damage Frequency', CDF) ist ein Mass für das Risiko, die Anlage schwer zu beschädigen. Sie ist zudem ein wichtiges Zwischenergebnis bei der Berechnung des Risikos für die Umgebung, da nur Unfälle mit Kernbeschädigung auch zu einer Freisetzung grösserer Mengen radioaktiver Stoffe führen können. Die Analyse der Stufe 2 berechnet für diese Unfälle die zeitabhängige Freisetzungsrates radioaktiver Stoffe in die Umgebung (Quellterm). Dabei wird ein Zeitraum von 48 Stunden nach Eintritt des Kernschadens für die Containmentfunktion berücksichtigt. Die Analyse der Stufe 3 bestimmt schliesslich den Schaden in der Umgebung des KKW. Die HSK hat von allen Schweizer KKW PSA-Analysen der Stufe 1 und 2 verlangt.

Die von der amerikanischen Firma PLG im Auftrag von KKG erstellte probabilistische Sicherheitsanalyse 'Gösgen Probabilistic Safety Assessment - GPSA' für die Anlagenzustände Vollast, Schwachlast und Stillstand wurde 1994 der HSK zur Begutachtung eingereicht. Für die Erhebung der in der GPSA verwendeten werkspezifischen Zuverlässigkeitsdaten wurde die Zeit zwischen dem 1. August 1980 (Beginn des zweiten Brennstoffzyklus) und dem 31. Dezember 1990 berücksichtigt.

Die HSK hat die Begutachtung der GPSA mit Unterstützung eines externen Experten in zwei Schritten durchgeführt. In einer vorläufigen, qualitativen Beurteilung wurden Methode, Annahmen und Randbedingungen bewertet. Der aus dieser Bewertung erstellte Bericht enthält eine Reihe von Fragen, die zur weiteren Beurteilung der Studie wichtig waren. Im Rahmen einer detaillierten Begutachtung hat die HSK anschliessend eine weitgehend unabhängige PSA-Studie erstellt (im Folgenden als „HSK-Studie“ bezeichnet).

7.1 STUFE 1 ANALYSE

In diesem Abschnitt werden die einzelnen in der GPSA unternommenen Teilschritte zur Bestimmung der Kernschadenshäufigkeit (CDF) kurz beschrieben und mit den HSK-eigenen Untersuchungen (HSK-Studie) verglichen.

7.1.1 System- und Unfallablaufanalyse

Die Unfallabläufe der GPSA werden quantifiziert, indem die Unverfügbarkeiten einzelner Teilsysteme nacheinander ausgewertet und mit der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses multipliziert werden. Die Unverfügbarkeiten der Systeme werden mit Hilfe von unfallablaufspezifischen Modellen bestimmt. Die Abhängigkeiten zwischen den einzelnen Teilsystemen werden getrennt in einem umfangreichen Verzeichnis logischer Formeln festgehalten. Weil die Abhängigkeiten zwischen den Teilsystemen für jede Sequenz verschieden sind, muss eine grosse Anzahl verschiedener Fälle unterschieden und eine entsprechend grosse Anzahl Verfügbarkeitsmodelle entwickelt und ausgewertet werden.

Die in der GPSA verwendete Methodik entspricht dem Stand der Technik. Die grosse Zahl mit dieser Methodik erzeugter Unfallabläufe erschwert jedoch eine detaillierte Begutachtung. Die Logik der Abhängigkeiten ist zudem schwer zu überprüfen. Für Ihre Begutachtung hat die HSK deshalb eine alternative Methodik verwendet, welche ebenfalls dem Stand der Technik entspricht. Dabei werden die logischen Abhängigkeiten zwischen den Systemen explizit modelliert, womit die Ablaufanalyse überschaubar bleibt.

7.1.2 Interne auslösende Ereignisse

In der GPSA werden insgesamt 35 verschiedene Gruppen von internen auslösenden Ereignissen berücksichtigt. Zur Bestimmung der Eintrittshäufigkeit der internen auslösenden Ereignisse werden in der GPSA Informationen von anderen Kernkraftwerken (generische Daten) und anlagenspezifische Daten verwendet. Bei der Auswahl und der Quantifizierung der auslösenden Ereignisse wird berücksichtigt, dass KKG die Möglichkeit hat, die Reaktorleistung auf Eigenbedarf zurückzufahren. Die in der GPSA verwendeten Methoden zur Quantifizierung der Eintrittshäufigkeit von internen auslösenden Ereignissen entsprechen dem Stand der Technik.

7.1.3 Systemübergreifende und externe auslösende Ereignisse

In der GPSA wurden Erdbeben, anlageninterne Brände, Verstopfungen der Wasserfassungen, anlageninterne Überflutungen und Flugzeugabstürze untersucht. Für Gasleitungsexplosion, extreme Winde und Tornados, Turbinenhavarien und anlagenexterne Überschwemmungen wurde qualitativ gezeigt, dass die durch sie verursachten Unfallabläufe vernachlässigbar wenig zum Anlagenrisiko beitragen. Das Ereignis „Blitzschlag“ ist nicht direkt als auslösendes Ereignis analysiert. Es ist jedoch indirekt dadurch berücksichtigt, dass z.B. ein Verlust der externen Netzeinspeisung infolge Blitzeinschlag bei der Eintrittshäufigkeit des Ereignisses „Verlust externer Netzeinspeisung“ mitgezählt wird. Dieses Vorgehen ist zulässig, falls nachgewiesen werden kann, dass unabhängig vom Einschlagsort die direkten Konsequenzen eines Blitzschlags höchstens zu einem Netzverlust führen. Dies ist wegen den in Kap. 5.16 erwähnten Defiziten in den Blitzschutzmassnahmen im Bereich des Notstandgebäudes nicht nachgewiesen. Die HSK hat deshalb auch entsprechende Nachweise und mögliche Verbesserungen verlangt. Erst nach

Vorliegen der Nachweise und eventuell notwendigen Verbesserungen sind die in der GPSA (und der HSK-Studie) berücksichtigten Annahmen zum Ereignis "Blitzschlag" gültig.

Erdbeben

Bei der Berechnung des Erdbebenrisikos wurden in der GPSA fünf Erdbebenstärkebereiche betrachtet, die durch die maximalen Bodenbeschleunigungswerte 0.09 g, 0.15 g, 0.25 g, 0.35 g, 0.50 g und 0.70g abgegrenzt sind. Die Erdbebengefährdungsanalyse zeigt, mit welcher Eintrittshäufigkeit Erdbeben der betrachteten Stärkeklasse zu erwarten sind. Mit der Festigkeitsanalyse ('Fragility Analysis') wird bestimmt, welches die damit verbundenen Versagenswahrscheinlichkeiten der Gebäude und Komponenten sind.

Das in der GPSA gewählte Vorgehen entspricht mit Ausnahme der Erdbebengefährdungsstudie¹ grundsätzlich dem Stand der Technik. Die unzureichende Dokumentation der Studie verunmöglichte aber eine detaillierte Überprüfung. So existierte weder ein Begehungsbericht, in welchem nachvollziehbar dargelegt wird, für welche Komponenten Festigkeitsanalysen durchzuführen sind, noch waren die ausgewiesenen Versagenswahrscheinlichkeiten durch zugehörige Berechnungen belegt. Auch wurden gewisse Vereinfachungen nicht bewertet, resp. deren Ansatz wurde nicht begründet. Die GPSA-Kriterien zur Auswahl der in der Erdbebenanalyse untersuchten Komponenten sind nicht konservativ, wodurch möglicherweise wichtige Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit nicht erfasst werden. In der GPSA nicht berücksichtigt wurden zudem durch Erdbeben verursachte kleine Kühlmittelverluststörfälle (KMV). Diese Vernachlässigung wurde in der GPSA nicht begründet und ist nach Ansicht der HSK unzulässig. Wegen der ungenügenden Dokumentation hat die HSK vorerst auf eine Nachrechnung der erdbebenbedingten CDF verzichtet.

KKG wird die Erdbebenanalyse bis Ende 1999 überarbeiten und der HSK neu einreichen. Bei der Auswahl der untersuchten Komponenten soll auch berücksichtigt werden, dass in den nächsten Jahren die Erdbebengefährdung neu bestimmt werden muss und die GPSA nach Vorliegen der neuen – eventuell höheren – Gefährdung zu requantifizieren ist. (Pendenz).

Anlageninterne Brände

In der GPSA wurden die Eintrittshäufigkeiten für anlageninterne Brände aus generischen US-Daten und aus KKG-spezifischen Daten abgeleitet. Dabei ist berücksichtigt, dass im KKG bisher kein Brand registriert wurde. Es wurden 375 Brandszenarien untersucht, wobei der Detaillierungsgrad der Untersuchung iterativ, je nach Risikorelevanz des Szenarios, verfeinert wurde. Anstelle von Brandausbreitungsanalysen wurden die Brandeintrittshäufigkeiten mit einem von Experten geschätzten Faktor multipliziert. Für den Hauptkommandoraum wurde eine umfassende Brandanalyse durchgeführt. Dabei zeigte sich, dass die vom Hauptkommandoraum ausgehenden Brände risikomässig nicht relevant sind. Sämtliche in der GPSA untersuchten Brandszenarien wurden mit dem PSA-Modell der HSK nachgerechnet.

Die für die Brandanalyse der GPSA gewählte Methodik ist allgemein akzeptiert und das iterative Verfahren zur Verfeinerung der Analyse führt im allgemeinen zu konservativen Resultaten. Folgende Aspekte der Brandanalyse wurden in der GPSA nicht oder nur unvollständig berücksichtigt:

¹ Die HSK hat von allen Schweizer KKW eine Überarbeitung der Erdbebengefährdungsanalyse für die PSA bis zum Jahre 2001 verlangt.

- Rauchausbreitung: die Ausbreitung von Rauchgasen und deren Effekte auf das Betriebspersonal (Operateure, Feuerwehr) wurden nicht berücksichtigt.
- elektrische Kabel: die in der GPSA verwendeten Eintrittshäufigkeiten basieren auf US-Daten und gelten für IEEE-383 qualifizierte Kabel. In der GPSA ist nicht dokumentiert, dass die KKG-Kabel vergleichbar sind.
- Aufgrund der Ausführungen in der GPSA kann nicht nachvollzogen werden, ob von den aktiven Systemen zur Abschottung von Brandabschnitten (automatische Türen etc.) Kredit genommen wurde. Sollte dies der Fall sein, müssten die Verfügbarkeiten solcher Systeme in die Analyse mit einbezogen werden.

Die Brandausbreitungsanalyse für das KKG ist bei der nächsten Aktualisierung der PSA (bis 2003) zu vervollständigen und die oben erwähnten Aspekte sind zu berücksichtigen. (Massnahme)

Verstopfungen der Wasserfassungen für das nukleare Nebenkühlwasser

In der GPSA wurde eine Reihe von Szenarien berücksichtigt, bei denen es entweder zur Verstopfung der ersten oder beider Wasserfassungen durch Geschwemmsel aus dem Aarekanal kommt. Die Eintrittshäufigkeiten wurden mit Hilfe von Daten aus der Betriebserfahrung und mit ingenieurmässigen Abschätzungen hergeleitet. Berücksichtigt wurden die Verstopfung der Siebtrommeln durch grosse Mengen von kleinem Geschwemmsel sowie die Verstopfung der Einlaufrechen durch grössere Äste. Der Verlust der ersten Wasserfassung alleine und der Verlust beider Wasserfassungen wurden separat analysiert, da diese beiden auslösenden Ereignisse unterschiedliche Auswirkungen auf die Anlage haben. Szenarien, bei welchen - wie beim Ereignis vom 23.12.1991- verschmutztes Wasser in die Leitungen des nuklearen Nebenkühlwassers (VE) eindrang und die Kühler verstopft, wurden nicht gesondert analysiert. Ihre Einwirkung auf die Anlage wurde jedoch durch Szenarien mit Verstopfung beider Wasserfassungen ausreichend berücksichtigt.

Die in der GPSA getroffenen Annahmen sind im allgemeinen konservativ. Jedoch sind die Zeitfenster für Eingriffe des Betriebspersonal zur Verhinderung der auslösenden Ereignisse nicht dokumentiert. Die Erfolgswahrscheinlichkeiten dieser Massnahmen werden nicht mit einer formalen Methode hergeleitet. Die in der GPSA untersuchten Verstopfungs-Szenarien wurden mit dem PSA-Modell der HSK nachgerechnet.

Anlageninterne Überflutungen

Ähnlich wie bei der Brandanalyse wurde die Häufigkeit der anlageninternen Überflutungen aus generischen US- und aus KKG-spezifischen Daten abgeleitet. Dabei wurde berücksichtigt, dass KKG bislang keine anlageninterne Überflutung registrierte. Jedes Gebäude wurde auf Wasser vorlagen, die zu einer Überflutung führen könnten, und auf potenzielle Überflutungsszenarien untersucht.

Für die Überflutungsanalyse der GPSA wurde ein allgemein akzeptiertes Vorgehen gewählt. Nicht untersucht wurden die Folgen von Überflutungen im E-Gebäude durch Feuerlöschwasser. Die in der GPSA untersuchten Überflutungs-Szenarien wurden mit dem PSA-Modell der HSK nachgerechnet. Als Teil der Begutachtung hat die HSK die wichtigsten Annahmen der Studie anlässlich einer Anlagenbegehung überprüft.

Flugzeugabstürze

Die Untersuchungen der GPSA beinhalten mögliche Abstürze von kommerziellen Grossflugzeugen und von Militärflugzeugen auf alle Gebäude des KKG, die sicherheitstechnisch wichtige Komponenten enthalten. Insgesamt 24 Flugzeug-absturz-szenarien wurden postuliert, wovon vier Szenarien detailliert analysiert wurden. Die übrigen wurden als nicht risikorelevant ausgeschlossen.

Die HSK ist mit dem in der GPSA verwendeten Verfahren einverstanden. Die in der GPSA untersuchten Flugzeugabsturz-Szenarien wurden mit dem PSA-Modell der HSK nachgerechnet. Dabei wurden die Annahmen zur Flugverkehrsdichte aus der GPSA übernommen.

7.1.4 Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien

Die in der GPSA verwendete Methode zur Bestimmung der Erfolgskriterien entspricht dem Stand der Technik. Nachrechnungen der HSK haben gezeigt, dass einige in der Stufe 1 der GPSA verwendeten Erfolgskriterien nicht richtig sind. Die Abweichungen betreffen:

- a. DE-Heizrohrbruch: Unfallabläufe mit einem DE-Heizrohrbruch führen bei erfolgreicher Hochdruckeinspeisung und bei erfolgreicher Kühlung via Sekundärseite nicht innerhalb von 24 Stunden zum Kernschaden.
- b. Kleine Kühlmittelverluste: Es zeigte sich, dass 2/3 aller kleinen KMV bei verfügbarer sekundärseitiger Kühlung und bei verfügbarer Hochdruckeinspeisung nicht innerhalb von 24 Stunden zum Kernschaden führen.
- c. Dichtungsleckage der Reaktorhauptkühlmittelpumpe: Leckagen, die kleiner als 47 Liter pro Sekunde sind, führen bei verfügbarer sekundärseitiger Kühlung nicht innerhalb von 24 Stunden zum Kernschaden.
- d. Mittlere KMV: Bei einem Grossteil der mittleren KMV ist die sekundärseitige Abkühlung über die Dampferzeuger notwendig, um den Primärkreisdruck rechtzeitig, d.h. bevor die Flutbehälter leer sind, unter 10 bar abzusenken. In der HSK-Studie wurde konservativ angenommen, dass die sekundärseitige Kühlung für die gesamte Gruppe der mittleren KMV erforderlich ist.

Insgesamt überschätzt die GPSA durch Verwendung nicht ausreichend fundierter Erfolgskriterien die CDF um ca. einen Faktor 2. Aus diesem Grunde ist bei einem direkten Vergleich der Zahlen der quantitative Einfluss weiterer Unterschiede zwischen der GPSA und der HSK-Studie schwer erkennbar. Um diese Unterschiede zu verdeutlichen, hat die HSK für die GPSA deshalb neue Stufe-1 Resultate unter Berücksichtigung korrigierter Erfolgskriterien extrapoliert (siehe Tabelle 7.1-1).

Die Erfolgskriterien i. bis iii. wurden zwar bei der Entwicklung in der GPSA durch Berechnungen belegt. Dies geschah jedoch erst bei der Entwicklung des Stufe 2-Modells. Die betroffenen Unfallsequenzen wurden erst hier korrigiert. KKG verzichtete auf eine Neubestimmung der Kernschadenshäufigkeit mit den korrekten Erfolgskriterien. *Im Rahmen der Aufdatierung der PSA-Studie sind die thermodynamischen Analysen zu aktualisieren und zu dokumentieren. (Massnahme)*

7.1.5 Zuverlässigkeitsdaten von Komponenten

Für die Bestimmung der Komponentenzuverlässigkeitsdaten wurden in der GPSA sowohl generische wie werkspezifische Daten verwendet.

Die in der GPSA angewendete Methode für die Modellierung und Quantifizierung der Komponenten-Ausfälle entspricht dem Stand der Technik. Bei einigen Komponenten wurde stellvertretend für die Anzahl Anforderungen die automatisch registrierte Anzahl der Schaltspiele verwendet. Mitgezählt werden dabei allerdings auch Schaltungen, bei welchen die Komponente freigeschaltet ist und damit nicht angefordert wird. Damit wird die Zuverlässigkeit der betroffenen Komponenten überschätzt. Bei der HSK-Studie wurden entsprechend korrigierte Ausfallraten verwendet. Obwohl zahlreiche Komponenten von der Korrektur betroffen sind, vergrösserte sich die Kernschadenshäufigkeit dadurch um weniger als ein Prozent. Die für die GPSA verwendete Methode zur Modellierung und Quantifizierung von Ausfällen durch eine gemeinsame Ursache (CCF) entspricht dem Stand der Technik.

Damit auch zukünftige Anwendungen der GPSA auf einer möglichst vollständigen statistischen Basis für die Zuverlässigkeitsdaten der Komponenten beruhen, ist es notwendig, die werkspezifischen Ausfallraten periodisch zu aktualisieren. Dazu ist ein taugliches Konzept für die Datenerhebung aller im PSA-Modell verwendeten Komponenten zu entwickeln und der HSK bis Ende März 2000 einzureichen. (Massnahme)

7.1.6 Zuverlässigkeit der Operateurhandlungen

In einer PSA werden üblicherweise drei verschiedene Kategorien von Operateurhandlungen erfasst:

- Kategorie A: Handlungen bei Routinetests, Wartung und Reparatur an Systemen. Operateurfehler bei Handlungen dieser Kategorie haben keinen unmittelbaren Einfluss auf den Anlagenbetrieb, können jedoch die Funktion von Systemen im Anforderungsfall beeinträchtigen.
- Kategorie B: Operateurhandlungen, welche einen Unfallablauf auslösen (auslösendes Ereignis). Diese Handlungen werden in der PSA nicht explizit modelliert; ihr Beitrag wird implizit in der Häufigkeit auslösender Ereignisse mitberücksichtigt.
- Kategorie C: Handlungen bei Störfällen gemäss den Anweisungen in Betriebs- und Notfallvorschriften sowie Accident-Management Massnahmen. Operateurfehler bei Handlungen dieser Kategorie wirken sich direkt auf den Unfallablauf aus.

In der GPSA wurden Handlungen der Kategorie A nur für Arbeiten am Reaktorschutzsystem berücksichtigt und quantifiziert. Der Einfluss von Operateurhandlungen der Kategorie A auf andere Systeme wird mit qualitativen Betrachtungen als vernachlässigbar eingestuft.

Weiter wurden insgesamt 46 Operateurhandlungen der Kategorie C mit einer von der Firma PLG weiterentwickelten Version der 'Success Likelihood Index Methodology' (SLIM) quantifiziert. Bei SLIM wird der Schwierigkeitsgrad der verschiedenen Handlungen systematisch eingeschätzt, indem die Operateure die Faktoren bewerten, welche die Fehlerwahrscheinlichkeit beeinflussen (Zeitdruck, Vorschriften, Mensch-Maschine Schnittstelle, etc.). Die Bewertung durch die KKG-Operateure führt zunächst zu einer relativen Einstufung der Handlungen. Die Zuweisung der Fehlerwahrscheinlichkeiten erfolgt durch eine Kalibrierung mit Werten aus anderen PSA-Studien. Die GPSA nimmt keinen Kredit von Operateurhandlungen im Rahmen der Notfallmassnahmen (Notfallhandbuch NHB).

Die in der GPSA verwendete Methode zur Analyse der Operateurhandlungen entspricht dem Stand der Technik. Die HSK hat die entsprechenden Zahlen der GPSA mit wenigen Ausnahmen für ihre eigene Studie übernommen. In der von der HSK zusammen mit dem PSI durchgeführten qualitativen Überprüfung wurde festgestellt, dass die Bestimmung der Fehlerwahrscheinlichkeiten durch Kalibrierung mit Daten aus anderen PSA-Studien nicht konservativ ist. In einer detaillierten Analyse hat KKG zusammen mit dem PSI die Fehlerwahrscheinlichkeiten einzelner Operateurhandlungen mit anderen Methoden hergeleitet und dabei durchwegs höhere Fehlerwahrscheinlichkeiten ermittelt. Die vom PSI berechneten Werte und deren Einfluss auf die CDF werden im Kapitel 7.1.9 (Sensitivitätsstudien) diskutiert.

In der GPSA wird von einer Operateurhandlung Kredit genommen, die nicht im Rahmen der Stör- und Notfallanweisungen vorgesehen ist. Es handelt sich dabei um das Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen durch Betätigen des entsprechenden Schalters im E-Gebäude. Üblicherweise werden Operateurhandlungen, für welche keine schriftlichen Anweisungen vorhanden sind, in einer PSA nicht berücksichtigt.

Die in Zusammenarbeit mit dem PSI unternommene Neubestimmung der Fehlerwahrscheinlichkeiten von Operateurhandlungen mit anderen Methoden soll im Rahmen der bis 2003 vorzunehmenden Aktualisierung der PSA auf sämtliche wichtige Operateurhandlungen des PSA-Modells ausgedehnt werden. Sollte dabei der Risikobeitrag (Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit) der Operateurhandlungen insgesamt oder der Risikobeitrag einzelner Unfallsequenzen deutlich zunehmen, so sind entsprechende risikoreduzierende Massnahmen vorzuschlagen. Im Hinblick auf die Bewertung von Massnahmen zur Beherrschung und Linderung schwerer Unfälle (SAMG) sollen Notfallmassnahmen des Notfallhandbuches (NHB) und die darin enthaltenen Operateurhandlungen in die GPSA integriert werden. Die Kommentare aus der qualitativen HSK/PSI Begutachtung sind, soweit noch zutreffend, bei der Aktualisierung der PSA zu berücksichtigen. (Massnahme)

7.1.7 Ergebnisse der Stufe 1 Analyse

Die von der HSK berechnete Kernschadenshäufigkeit von 1.2×10^{-6} /Jahr ist vergleichbar mit der in der GPSA berechneten Zahl von 1.8×10^{-6} /Jahr. In Tabelle 7.1-1 wird sichtbar, dass ein Grossteil des Unterschiedes durch die unterschiedlichen Erfolgskriterien i. bis iii. (siehe Kapitel 7.1.4) zustande kommt. Der insgesamt tiefe Wert bestätigt die sicherheitstechnisch günstige Auslegung des KKG, bedingt vor allem durch die vier separaten Sicherheitsstränge und den hohen Redundanzgrad der Sekundärseite. Das Ergebnis widerspiegelt auch die hohe Verfügbarkeit der Anlage.

7.1.7.1 Ergebnisse für interne auslösende Ereignisse

Aus Tabelle 7.1-1 sind die Beiträge der internen auslösenden Ereignisse ersichtlich. Sowohl in der GPSA wie in der HSK-Studie dominieren die KMV. Werden die durch unterschiedliche Erfolgskriterien i. bis iii. (siehe Kapitel 7.1.4) entstehenden Abweichungen korrigiert, so werden weitere Unterschiede sichtbar:

- In der GPSA wird der Beitrag zur CDF von KMV um ca. 2.5×10^{-7} /Jahr unterschätzt. Der Unterschied stammt vom Beitrag der mittleren KMV, für welche die HSK-Studie die Notwendigkeit einer Nachwärmeabfuhr und der primärseitigen Druckentlastung via Sekundärseite aufgezeigt hat.

- Für Transienten ohne Reaktorschnellabschaltung (ATWS) berechnet die HSK einen um ca. 5×10^{-8} /Jahr höheren Beitrag als die GPSA. Der Unterschied kommt durch eine etwas konservativere Modellierung der Abhängigkeit des Reaktorschutzsystems von der Gleichstromversorgung in der HSK-Studie zustande.

Unterschiede in den relativen Beiträgen (Anteil %) zwischen den Studien sollten in Anbetracht der insgesamt tiefen CDF nicht überbewertet werden.

7.1.7.2 Ergebnisse für systemübergreifende und externe auslösende Ereignisse

Aus bereits erwähnten Gründen (7.1.3, 'Erdbeben') hat die HSK auf die Nachrechnung der erdbebenbedingten CDF verzichtet. Ein Vergleich der GPSA- mit den HSK-Ergebnissen für diese Unfallgruppe ist deshalb nicht möglich. Die HSK kann den in der GPSA ausgewiesenen Beitrag 1.8×10^{-7} /Jahr zurzeit nicht bewerten.

Die Verwendung inkorrektur Erfolgskriterien wirkt sich auch auf die CDF für Unfallabläufe mit Verstopfungen der Wasserfassungen aus. Die von der HSK extrapolierten GPSA-Werte und die HSK-Ergebnisse stimmen im Wesentlichen überein (Tabelle 7.1-1).

In beiden Studien liefern anlageninterne Brände den grössten Beitrag zur CDF für systemübergreifende externe auslösende Ereignisse (ca. 2×10^{-7} /Jahr oder ca. 15% der gesamten CDF). Diese Beiträge sind absolut gesehen immer noch tief, was angesichts der guten räumlichen Redundanzentrennung im KKG zu erwarten war. Interne Überflutungen und Flugzeugabstürze liefern vernachlässigbar kleine Beiträge zur CDF.

7.1.8 Importanzanalyse

Die wichtigsten Beiträge zur totalen Kernschadenshäufigkeit sind aus der Tabelle 7.1-2 ersichtlich:

- Fehler bei Operateurhandlungen liefern einen grossen Beitrag zur CDF. Dieses Resultat ist für eine moderne Anlage zu erwarten. Die dominierenden Operateurfehler sind das Unterlassen der sekundärseitigen Abkühlung bei kleinen und mittleren KMV (24% der CDF) und das Unterlassen der rechtzeitigen Druckentlastung des Primärkreises via Sekundärseite unter 10 bar bei Unfallsequenzen, bei denen die Operateure zuvor bereits die frühzeitige Abkühlung über die Sekundärseite unterlassen haben (15% der CDF).
- Ein hypothetisches Bersten des Reaktordruckbehälters trägt mit rund 22% zur CDF bei. Der hohe relative Beitrag dieses auslösenden Ereignisses, dessen Eintrittshäufigkeit generisch festgelegt wurde, widerspiegelt die insgesamt sehr tiefe Kernschadenshäufigkeit.
- Die reparaturbedingten Unverfügbarkeiten der Gleichstromschienen EH, EJ, EK und EL tragen zusammen 11% zur CDF bei.
- Der Ausfall beider Notstand-Notstromdieselgeneratoren FY51 und FY61 trägt 11% zur CDF bei.

7.1.9 Sensitivitätsuntersuchungen

7.1.9.1 Primärseitige Druckentlastung und Hochdruckrezirkulation

Die HSK hat den Einfluss der primärseitigen Druckentlastung zusammen mit der Hochdruckrezirkulation (Sumpfbetrieb bei einem Primärkreisdruck zwischen 10 und 100 bar) auf die Kernschadenshäufigkeit analysiert. Dabei wurden 3 Optionen⁴ untersucht. Der maximale Sicherheitsgewinn wird jeweils als Abnahme der CDF angegeben.

Option	max. Sicherheitsgewinn (Abnahme der CDF)
1. 'Feed und Bleed' (Druckentlastung und Nachspeisung) des Primärkreises in der Einspeisephase - für die Realisierung dieser Funktion müsste der Primärkreis mit einem steuerbaren Abblaseventil ausgerüstet werden, welches eine Druckabsenkung im Primärkreis unter 10 bar erlaubt, bevor die Flutbehälter leer sind.	6.8×10^{-8} /Jahr (5%)
2. Automatischer Übergang zur Hochdruckrezirkulation ('High-Pressure Recirculation', HPR) bei entleerten Flutbehältern (für die Realisierung dieser Funktion müsste eine Verbindung zwischen dem Nachwärmekühler und der Saugseite der Hochdruckpumpen installiert werden).	3.2×10^{-7} /Jahr (26%)
3. 'Feed und Bleed' des Primärkreises in der Einspeise- und Rezirkulationsphase (für die Realisierung dieser Funktion müsste zusätzlich zu den unter Punkt 2 beschriebenen Massnahmen ein steuerbares Abblaseventil nachgerüstet werden, welches eine Druckabsenkung des Primärkreises unter 100 bar ohne sekundärseitige Kühlung erlaubt).	3.7×10^{-7} /Jahr (30%)

Um den potenziellen Sicherheitsgewinn jeder dieser Optionen zu bestimmen, wurden die CDF-Beiträge aller Hochdrucksequenzen (kleine und mittlere KMV, Transienten) noch einmal ausgewertet. Dabei mussten zwei Kategorien von Unfallabläufen betrachtet werden:

- Kategorie 1: Abläufe mit erfolgreicher Hochdruckeinspeisung und erfolgreicher sekundärseitiger Kühlung, wobei die Operateure allerdings die für den (Niederdruck-) Sumpfbetrieb nötige Druckabsenkung unter 10 bar unterlassen.
- Kategorie 2: Abläufe mit Ausfall der sekundärseitigen Kühlung.

Bei der Interpretation der Resultate muss berücksichtigt werden, dass von einer Operateurchandlung zur Druckabsenkung auf 10 bar kein Kredit genommen werden kann, wenn die Operateure die frühzeitige Druckentlastung via Sekundärseite unterlassen haben (das heisst, Option 1 bringt nur für Abläufe der Kategorie 2, nicht aber für Kategorie 1 einen potenziellen Gewinn).

⁴ Die untersuchten Optionen repräsentieren keine technisch vollständig ausgearbeiteten Lösungen. Die Nachrüstmassnahmen werden nur angegeben, um die damit realisierten Sicherheitsfunktionen zu verdeutlichen.

7.1.9.2 Operateurhandlungen

Wegen ihrem grossen Beitrag zur CDF wurden einzelne Operateurhandlungen näher untersucht. Wie in Kapitel 7.1.6 erwähnt, hat KKG zusammen mit dem PSI ausgewählte Operateurhandlungen mit von der GPSA-Methode unterschiedlichen Methoden neu analysiert. Nachfolgend werden Fehlerwahrscheinlichkeiten verwendet, die mit der THERP-Methode ('Technique for Human Error Rate Prediction') berechnet wurden.

- a. Mit der Annahme, dass die Operateure höchstens 30 Minuten Zeit haben, um bei mittleren KMV die sekundärseitige Abkühlung über die Umleitstation einzuleiten, berechnete das PSI eine Fehlerwahrscheinlichkeit von 2.1×10^{-3} (GPSA-Wert = 2.8×10^{-4}). Damit ergibt sich eine CDF von 2.1×10^{-6} /Jahr, also eine Erhöhung um rund 70% gegenüber dem ursprünglichen Wert von 1.2×10^{-6} /Jahr. Wird dieser Wert auch für kleine KMV eingesetzt (was wegen des grösseren Zeitfensters jedoch sehr konservativ ist), würde die CDF um den Faktor 2.5 auf 3.1×10^{-6} /Jahr steigen.
- b. Für das Einleiten der sekundärseitigen Abkühlung über die Abblasestation berechnet das PSI eine Fehlerwahrscheinlichkeit von 6.9×10^{-2} (GPSA-Wert: 1.1×10^{-3}). Damit resultiert eine Zunahme der CDF um 85% auf 2.3×10^{-6} /Jahr.
- c. Die im Kapitel 7.1.6 diskutierte Operateurhandlung 'Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen (HKMP) durch Betätigen der entsprechenden Schalters im E-Gebäude' ist in den Stör- und Notfallvorschriften nicht vorgesehen. Falls von dieser Operateurhandlung kein Kredit genommen wird, nimmt die CDF um 28% auf 1.6×10^{-6} /Jahr zu.
- d. Werden die unter a. bis c. besprochenen Änderungen gleichzeitig in das PSA-Modell eingesetzt (mit der konservativen Annahme bezüglich kleiner KMV), so erhöht sich die CDF um den Faktor 4 auf rund 4.8×10^{-6} /Jahr.

Ein kleiner KMV, bei dem die Operateure sowohl das Abkühlen über die Sekundärseite über die Umleitstation als auch die nachfolgende Druckabsenkung unter 10 bar (über die Umleitstation oder Abblasestation) unterlassen, trägt rund 13% zur CDF bei. Dabei ist nicht auszuschliessen, dass bei Unterlassung der ersten Operateurhandlung auch die zweite unterlassen wird, weil die Operateure die Situation nicht richtig erkannt haben. Um den Einfluss dieser Abhängigkeit der beiden Operateurhandlungen im PSA-Modell abzuschätzen, wurde die Fehlerwahrscheinlichkeit für die zweite Handlung von 1.1×10^{-1} auf 3.0×10^{-1} erhöht, wobei für die erste Handlung der unter Punkt i. diskutierte PSI-Wert von 2.1×10^{-3} eingesetzt wurde. Dadurch erhöht sich die CDF um den Faktor 3.6 auf 4.4×10^{-6} /Jahr.

Tabelle 7.1-1: Übersicht über die Kernschadenshäufigkeit, Interne und Externe Ereignisse (ohne Erdbeben)

Auslösende Ereignisse	GPSA		GPSA Stufe 1 mit korrekten Erfolgskriterien*		HSK	
	Häufigkeit (pro Jahr)	Anteil [%]	Häufigkeit (pro Jahr)	Anteil [%]	Häufigkeit (pro Jahr)	Anteil [%]
Interne Ereignisse	1.0×10^{-6}	58.1	6.6×10^{-7}	72.8	9.5×10^{-7}	77.0
Kühlmittelverluststörfälle KMV	9.1×10^{-7}	51.4	5.9×10^{-7}	65.0	8.3×10^{-7}	67.4
Transienten ohne Reaktorabschaltung (ATWS)	3.1×10^{-8}	1.7	3.0×10^{-8}	3.3	8.3×10^{-8}	6.7
Transienten infolge Ausfall von Hilfssystemen	6.5×10^{-8}	3.7	1.8×10^{-8}	2.0	2.1×10^{-8}	1.7
Transienten mit Reaktorschnellabschaltung	2.4×10^{-8}	1.4	2.3×10^{-8}	2.5	1.4×10^{-8}	1.3
Systemübergreifende und Externe Ereignisse (ohne Erdbeben)	7.5×10^{-7}	41.9	2.5×10^{-7}	27.2	2.9×10^{-7}	23.0
Brand	1.9×10^{-7}	10.7	1.6×10^{-7}	17.4	1.8×10^{-7}	14.6
Verstopfungen der Wasserfassungen	5.3×10^{-7}	29.8	7.0×10^{-8}	7.7	7.2×10^{-8}	5.8
Flugzeugabsturz	7.0×10^{-9}	0.4	4.7×10^{-9}	0.5	2.1×10^{-8}	1.7
Interne Überflutung	1.8×10^{-8}	1.0	1.4×10^{-8}	1.6	1.1×10^{-8}	0.9
Totale Kernschadenshäufigkeit (ohne Erdbeben)	1.8×10^{-6}	100.0	9.1×10^{-7}	100.0	1.2×10^{-6}	100.0

* Werte von der HSK extrapoliert (siehe Kapitel 7.1.4)

Tabelle 7.1-2: Fussell-Vesely Importanz der wichtigsten Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit, (HSK Modell, interne und externe Ereignisse, ohne Erdbeben).⁵

Beschreibung des Ereignisses	Importanz
Operateur unterlässt sekundärseitige Abkühlung über Umleitstation (kleine und mittlere KMV)	0.24
Bersten des RDB (führt direkt zum Kernschaden)	0.22
Operateur unterlässt primärseitige Druckabsenkung unter 10 bar, bevor Flutbehälter entleert sind, nachdem bereits frühzeitige Abkühlung über Sekundärseite unterlassen wurde	0.15
Reparatur an 48V Gleichstromschiene EH, EJ, EK oder EL	0.11
Versagen eines oder beider Notstand-Notstromdieselgeneratoren (FY51, FY61)	0.11
Versagen von 48 V Gleichstromschiene EH, EJ, EK oder EL	0.081
Strangrevision an Strang 1,2,3 oder 4	0.080
Versagen eines oder mehrerer Notstromdieselgeneratoren (EY)	0.070
Operateur unterlässt das Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen (HKMP) durch Betätigen des entsprechenden Schalters im E-Gebäude	0.065
Verstopfung aller (4) Sumpfsiebe durch eine gemeinsame Ursache (CCF)	0.048
Schalter zur Abschaltung der HKMP öffnet nicht	0.041
Versagen der 48V Gleichstromschiene EH, EJ, EK oder EL oder zugeordneter Gleichrichter	0.040
Turbinen-Bypass Ventil 0SF11S011, 0SF12S011 oder 0SF13S011 schliesst nicht	0.037
Alle (3) Bypassventile des Nachwärmekühlers schliessen nicht (CCF)	0.023
Alle (3) Vorsteuerventile der DE-Abblaseabsperrventile öffnen nicht (CCF)	0.022
Operateur unterlässt die Abschaltung der Turbine in Transienten ohne Reaktorabschaltung, nachdem das Rückfahren auf Eigenbedarf misslingt	0.022
Operateur unterlässt das Abschalten des Reaktors durch Einleiten der Notbo-rierung	0.022
Strangrevision an Notstandstrang 5 oder 6	0.020

7.2 STUFE 2-ANALYSE

In diesem Abschnitt werden die einzelnen in der GPSA unternommenen Teilschritte zur Bestimmung des Freisetzungsriskos kurz beschrieben und mit den HSK-eigenen Untersuchungen (HSK-Studie) verglichen. Wo nicht anders spezifiziert, ist das Freisetzungsrisiko als Summe der Teilrisiken aller Unfälle zu verstehen, welche als Produkt ihrer Häufigkeit und der dabei freigesetzten Aktivität definiert werden. Für die Bestimmung der Aktivität (in Becquerel) werden mit Ausnahme der kurzlebigen Edelgase sämtliche Nuklidgruppen berücksichtigt.

⁵ Die Fussell-Vesely Importanz gibt an, um welchen Bruchteil die CDF abnehmen würde, würde das Ereignis nie eintreten

7.2.1 Schadenszustände der Anlage

Die Definition der Schadenszustände in der GPSA-Studie berücksichtigt die wesentlichen Merkmale mit Ausnahme der auslösenden Ereignisgruppe. Nach Ansicht der HSK ist es für Druckwasserreaktoren entscheidend, bei der Definition der Anlagenschadenszustände zumindest zwischen grossen, mittleren, kleinen Kühlmittelverluststörfällen und Transienten zu unterscheiden. Formale ist das GPSA-Vorgehen zur Risikoquantifizierung zulässig, erschwert aber wesentlich die Transparenz der Analyse und Einsichten in Anlagenstärken und -schwächen.

In der HSK-Studie wurden insgesamt 96 Schadenszustände mit intaktem und 48 Schadenszustände mit undichtem Containment sowie 2 Schadenszustände mit Umgehung des Containments (sogenannte V-Sequenzen) berücksichtigt. Die HSK-Ergebnisse zeigen, dass von den insgesamt 146 Anlagenschadenszuständen 21 eine mittlere Häufigkeit $> 10^{-9}$ pro Jahr aufweisen. Diese wurden für die weitere Analyse berücksichtigt. Die Summenhäufigkeit der nicht berücksichtigten Anlagenschadenszustände ist im Bereich von 10^{-9} pro Jahr und damit vernachlässigbar. Die Ergebnisse dieser HSK-Analyse sind in Tabelle 7.2-1 zusammengestellt.

Tabelle 7.2-1: Anlagenschadenszustände (ohne Erdbeben) gemäss HSK-Analyse*

Anlagenschadenzustand	Mittlere Häufigkeit pro Jahr	Anteil %
Containment intakt		
-Grosser KMV (inkl. Bersten RDB)	2.8×10^{-7}	21.3
-Mittlerer KMV	1.8×10^{-7}	13.5
-Kleiner KMV	3.6×10^{-7}	28.0
-Transienten	1.6×10^{-7}	12.7
Containment undicht (Isolationsversagen)	1.0×10^{-7}	7.9
Umgehung des Containments		
-Primärlecks über Anschlussleitungen	1.9×10^{-7}	14.9
-Nicht-isolierte DE-Heizrohrbrüche	2.1×10^{-8}	1.7

Interessante Ergebnisse sind:

- Bei rund einem Viertel aller Unfallabläufe ist das Containment als letzte Barriere nicht wirksam (Isolationsversagen des Containments mit 7.9% und Umgehung des Containments mit 16.6%), bedingt vor allem durch externe Ereignisse. Diese Unfälle tragen wegen der direkten Freisetzung von Radionukliden in die Atmosphäre massgeblich zum Freisetzungsrisiko bei.
- Bei rund einem Viertel der Unfallabläufe ist der Primärkreisdruck bei Beginn des Kernschadens hoch (grösser ca. 80 bar).

* Punktwertschätzungen (keine Berücksichtigung der Verteilungsfunktion)

7.2.2 Containmentkapazität und Containmentbelastungen

7.2.2.1 Versagensdruck des Containments

Die Druckkapazität des Containments wurde in der GPSA mittels detaillierter Spannungsanalyse untersucht und die Wahrscheinlichkeitsverteilung für das überdruckbedingte Containmentversagen bestimmt. Die Analyse zeigt, dass die Speisewasserdurchführungen die schwächste Stelle des Containments sind. Bei einer Containmenttemperatur von ca. 145° C (höchste mit HSK- Analysen vorausgesagte Temperatur im Containment) versagen diese Durchführungen bei einem Containmentdruck von ca. 9 bar (abs) (1%-Fraktilwert). Bei einem Druck von 11,4 bar (abs) ist mit 50%-iger Wahrscheinlichkeit mit einem Containmentversagen zu rechnen. Die 5%-ige Versagenwahrscheinlichkeit ist bei einem Druck von ca. 9,7 bar (abs), die 95%ige Versagenwahrscheinlichkeit bei einem Druck von ca. 13,5 bar (abs) zu erwarten.

7.2.2.2 Containmentbelastungen und Containmentversagen

Nachfolgend werden die wichtigsten Versagensarten des Containments bei einem schweren Unfall kurz diskutiert.

Eine Umgehung des Containments (Containmentbypass) liegt vor bei Isolationsversagen von Anschlussleitungen an den Reaktorkühlkreislauf sowie bei sekundärseitig nicht isolierten DE-Heizrohrbrüchen. Ein Containmentisolationsversagen liegt vor, wenn eine durch die Stahlhülle verlaufende Leitung zum Zeitpunkt des Kernschadens nicht geschlossen ist. In der GPSA wurde für Unfallabläufe mit Ausfall aller Wechsellspannungsquellen (Station Blackout) offensichtlich ein Containmentisolationsversagen unterstellt. Es ist allerdings unklar, welche Armaturen betroffen sind. In der HSK/ERI-Studie wurde diese konservative Annahme übernommen.

Auf Grund der HSK-Analyse ist ein Durchschmelzen des Containmentbodens nach dem RDB-Versagen unvermeidlich und zwar bedingt durch die spezielle geometrische Anordnung der Reaktorgrube in der Anlage Gösgen. Eine Kühlung der Kernschmelze in der Reaktorgrube ist nicht möglich. Diese Erkenntnis deckt sich im Wesentlichen mit den heute bekannten experimentellen Untersuchungen. In der GPSA-Studie wird hingegen unterstellt, dass eine Kühlung der Kernschmelze im Falle eines RDB-Hochdruckversagens mit DCH („Direct Containment Heating“) kühlbar ist, da bei diesem Prozess die Kernschmelze teilweise fein fragmentiert ins Containment verteilt wird. HSK-Analysen zeigen jedoch, dass selbst bei einem DCH-Prozess der Anteil der Kernschmelze, der nach der Fragmentierung in der Reaktorgrube verbleibt, zu gross ist, um kühlbar zu sein. Gemäss MELCOR-Analysen ist mit einem Durchschmelzen des Containmentbodens ca. 45 Stunden nach Beginn des Kernschmelzens zu rechnen.

Ein Versagen des Containments durch mechanische Einwirkung ist bei einem explosionsartigen Versagen des RDB, ausgelöst durch eine Dampfexplosion innerhalb des RDB, denkbar. In der GPSA-Studie wird diese Versagensart berücksichtigt und zwar in Anlehnung an entsprechende Ergebnisse in der NUREG-1150 Studie. Aufgrund anlagenspezifischer HSK-Analysen kann die GPSA-Quantifizierung, obwohl konservativ, akzeptiert werden.

Eine weitere Möglichkeit eines durch massive mechanische Einwirkung bedingten Containmentversagens ist bei einem plötzlichen Abriss des RDB-Bodens denkbar. Falls dabei der Druck im RDB vor dessen Versagen noch sehr hoch war, könnte dabei u.U. der gesamte RDB abgehoben und das Containment beschädigt werden (sogenannter 'Rocketing' Effekt). Die GPSA berechnet eine be-

dingte Versagenswahrscheinlichkeit des Containments von ca. 7%. Die HSK hat diese GPSA-Analyse überprüft und akzeptiert.

Ein Überdruckversagen des Containments kann infolge eines quasi-statischen oder eines dynamischen Druckanstiegs erfolgen. Ein quasi-statisches (langsamer Druckanstieg) Überdruckversagen kann in Gösgen dank des installierten Containment-Druckentlastungssystems ausgeschlossen werden. MELCOR-Analysen der HSK zeigen, dass der Containment-Versagensdruck innerhalb von 48 Stunden nach dem Kernschmelzen bei keinem Unfallablauf erreicht wird (siehe dazu auch Kapitel 7.2.5). Ein dynamischer Druckanstieg (sehr schneller Druckaufbau) im Containment kann verursacht werden durch das sogenannte "Direct Containment Heating" (DCH) bei einem RDB-Hochdruckversagen, durch eine Dampfexplosion ausserhalb des RDB und durch eine Wasserstoffverbrennung. Die durch diese Prozesse bedingten Containment-Versagenswahrscheinlichkeiten werden nachfolgend kurz diskutiert.

- In der GPSA-Studie wird DCH ('Direct Containment Heating') als Versagensart berücksichtigt und zwar in Anlehnung an entsprechende Ergebnisse der NUREG-1150 Studie für Zion und auf Grund eigener Abschätzungen unter Beachtung einer geeigneten Skalierung. Mit dieser Analyse wurde eine bedingte Containmentversagenswahrscheinlichkeit von 0.206 für Transienten und 0.167 für kleine Kühlmittelverluststörfälle bestimmt. HSK-eigene Analysen in Anlehnung an die neuere NUREG/CR-6475 Studie zeigen hingegen, dass durch DCH-Prozesse das Gösgen-Containment nicht gefährdet ist, d.h. die bedingte Versagenswahrscheinlichkeit ist nahezu Null.
- Dampfexplosionen zum Zeitpunkt des RDB-Versagens, die ähnlich wie DCH zu einem sehr schnellen Druckanstieg führen können, sind nur möglich, falls vor dem RDB-Versagen ausreichend Wasser in der Reaktorgrube vorhanden ist. Die besondere geometrische Gestaltung dieser Grube in Gösgen verhindert jedoch, dass sich vor dem RDB-Versagen hier Wasser ansammeln kann. Dampfexplosionen ausserhalb des RDB können für KKG deshalb ausgeschlossen werden.
- MELCOR-Analysen für verschiedene Unfallabläufe (Transienten, KMV, DE-Heizrohrbrüche) weisen alle darauf hin, dass eine Wasserstoffverbrennung bis ca. 1 Stunde nach dem RDB-Versagen wegen Dampfinertisation und/oder Wasserstoffmangel nicht möglich ist. Wird trotzdem unterstellt, dass in diesem Zeitfenster eine Wasserstoffverbrennung stattfindet (unterstellt wird eine Verbrennung von 982 kg H₂, entsprechend einer vollständigen Oxidation des gesamten Zirkoniums im Kern), würde das Containment durch den entsprechenden Druckanstieg nicht gefährdet, da der Ausgangsdruck vor der Verbrennung zu gering und der Versagensdruck des Containments zu hoch ist. Im Gegensatz zur GPSA-Studie ist aufgrund der HSK-Analyse in diesem Zeitfenster DDT ('Deflagration to Detonation Transition') nicht möglich. Gemäss HSK-Rechnungen ist DDT für alle analysierten Unfallabläufe sehr unwahrscheinlich.

HSK-eigene Untersuchungen haben gezeigt, dass für Transienten mit Versagen der Notkühlung das Containment ab ca. 10 Stunden nach dem RDB-Versagen inertiert ist, für KMV und Transienten mit Notkühlung nach ca. 5 Stunden. Demzufolge besteht bei Transienten mit Versagen der Notkühlung ein Zeitfenster von ca. 9 Stunden und bei Transienten mit Notkühlung und KMV ein Zeitfenster von ca. 4 Stunden, während der eine Wasserstoff- und Kohlenmonoxidverbrennung möglich und das Containment potenziell gefährdet ist. (In der GPSA-Studie wird die Verbrennung von Kohlenmonoxid nicht berücksichtigt, was nicht dem Stand der Technik entspricht). Eine H₂- und CO-Verbrennung kurz vor der Inertierung des Containments kann im ungünstigsten Fall zu einem Druckanstieg >11 bar (abs) führen. Die bedingte Wahrscheinlichkeit eines Containmentüberdruckversagens zu diesem Zeitpunkt ist ca. 0.025.

KKG hat ein Konzept zur H₂-Beherrschung bei schweren Unfällen, eingeschlossen Unfälle während An- und Abfahren und Stillstandsphase, auszuarbeiten, wobei die Entwicklung und Verbrennung von CO infolge Schmelze-Beton-Wechselwirkung zu berücksichtigen ist. Die in Deutschland auf diesem Gebiet durchgeführten Studien und Massnahmen sind zu beachten und zu bewerten. Das Konzept ist der HSK bis Ende 2000 vorzulegen. (Massnahme)

7.2.3 Containment-Ereignisbaumanalyse

7.2.3.1 Aufbau des Containment-Ereignisbaumes (CET)

In der Containment-Ereignisbaumanalyse 'Containment Event Tree' (CET) der GPSA-Studie sind insgesamt 24 physikalisch/chemische Phänomene (Hauptfragen) berücksichtigt worden. Die GPSA-Analyse benützt die klassische Ereignisbaummethode mit 2 Verzweigungsmöglichkeiten pro Hauptfrage. Mit diesem Vorgehen wird die Logik und die Transparenz des Ereignisbaumes schwer nachvollziehbar.

Die von der HSK verwendete Methode lehnt sich stark an das Vorgehen in NUREG-1150 an. Insgesamt werden 34 Hauptfragen mit bis zu 7 Verzweigungsmöglichkeiten pro Hauptfrage berücksichtigt, was die Transparenz des CET verbessert. Die HSK ist der Ansicht, dass der CET der GPSA-Studie die wesentlichen, den Unfallablauf und den Transport radioaktiver Stoffe bestimmenden Phänomene berücksichtigt. Die Quantifizierung des Containment-Ereignisbaumes resp. der Hauptfragen beruhen allerdings für gewisse Ereignisse wie DCH und Dampfexplosion nicht auf anlagenspezifischen Analysen.

Die Quantifizierung des CET ist bei der Aktualisierung der PSA-Studie vermehrt auf anlagenspezifische Analysen abzustützen. (Massnahme)

7.2.3.2 Ergebnisse der Containment-Ereignisbaumanalyse

In der GPSA-Studie wurden 6, in der HSK-Analyse 9 Freisetzungskategorien bestimmt. Um die Häufigkeit der möglichen Containment-Versagensarten zu bestimmen und um die beiden Analysen vergleichen zu können, wurden Freisetzungskategorien zusammengefasst. Die entsprechenden Ergebnisse der GPSA- und HSK-Analysen sind in Tabelle 7.2-2 zusammengestellt.

Tabelle 7.2-2: Relative Häufigkeit der möglichen Containment-Versagensarten (%)*

Containment-Versagensart	GPSA	HSK-Studie
Frühes Versagen (vor oder beim RDB-Versagen)	2.4	0.2
Spätes Versagen (inklusive Durchschmelzen des Containmentbodens)	56.0	71.3
Umgehung des Containments	14.0	21.0
Containment-Isolationsversagen	14.6	7.5
Containment intakt (bis 48 Stunden nach Kernschmelzen)	13.0	0.0

* Mittelwerte der Verteilung

Zu diesen Ergebnissen ist Folgendes zu bemerken:

- Eine Umgehung des Containments oder ein Containment-Isolationsversagen führt zu einer unverzögerten Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung und ist deshalb bezüglich den radiologischen Konsequenzen und im Hinblick auf notwendige externe Notfallschutzmassnahmen wichtig.
- Ein frühes Containmentversagen (vor oder zum Zeitpunkt des RDB-Versagens) ist gemäss GPSA-Studie bei rund 2.4% der Unfälle zu erwarten, gemäss HSK-Analysen hingegen nur bei rund 0.2%. Der Unterschied ist erklärbar durch die unterschiedliche Behandlung der Wasserstoffverbrennung (z.B. keine Detonation gemäss HSK-Analyse), des DCH und der Dampfexplosion (siehe Kapitel 7.2.2.2).
- Gemäss GPSA-Studie bleibt bei rund 13% aller Unfälle das Containment intakt. Dies ist eine direkte Folge der in der GPSA-Studie postulierten Kühlbarkeit der Kernschmelze im Containment bei Hochdrucksequenzen mit DCH (Kapitel 7.2.2.2). Gemäss HSK-Studie führt jeder Kernschmelzunfall früher oder später zum Containmentversagen, da gemäss HSK-Annahmen eine Kühlung der Kernschmelze nicht möglich ist.
- Gemäss HSK-Analyse führen rund 71% aller Unfälle zu einem späten Containmentversagen, wovon bei rund 99.3% die radioaktiven Stoffe beim Durchschmelzen des Containmentbodens freigesetzt werden. Lediglich 0.7% aller Unfälle mit einem Containmentversagen sind die Folge einer Wasserstoffdeflagration. Diese tragen rund 3.6% zum Freisetzungsrisko bei.

7.2.4 Quelltermanalyse und Risikointegration

In der GPSA-Studie wurde das Programm MAAP zur Quelltermanalyse verwendet. Es wurden insgesamt 7 Quelltermrechnungen für die 6 in der GPSA definierten Freisetzungskategorien durchgeführt. Nach Ansicht der HSK ist die Zahl der in der GPSA-Studie ausgewiesenen Quellterme zu gering, um ein belastbares Risikoprofil für die Anlage auszuweisen. Zudem sind keine Unsicherheitsanalysen durchgeführt worden.

Das GPSA-Vorgehen zur Bestimmung der Quellterme entspricht nicht dem Stand der Technik und ist bei der nächsten Aktualisierung der PSA-Studie zu verbessern. (Massnahme)

Die Quelltermanalysen der HSK beruhen im wesentlichen auf MELCOR-Rechnungen. Die Ergebnisse der MELCOR-Rechnungen sind die Basis für Analysen mit dem einfacheren, vom HSK-Experten entwickelten Code ERPRA-KKG, der die den Radionuklidtransport bestimmenden Phänomene in parametrisierter Form berücksichtigt. Mit diesem Programm ist es möglich, mittels eines Monte-Carlo-Verfahrens Tausende von Quelltermanalysen durchzuführen und damit auch den Einfluss von Streuungen in Eingabedaten und Modellunsicherheiten zu berücksichtigen.

Ein direkter Vergleich der Ergebnisse der Quelltermanalysen der GPSA-Studie mit denjenigen der HSK-Analyse ist schwierig, da die Freisetzungskategorien verschieden definiert wurden. Sinnvoller ist deshalb ein Vergleich auf der Basis des nuklidspezifischen Freisetzungsriskos (definiert als Häufigkeit mal Menge der freigesetzten Radionuklide). Dazu eignet sich die sogenannte komplementäre Häufigkeitsverteilungsfunktion (CCDF-Risikokurven). Diese Verteilungsfunktion gibt für jede nuklidspezifische Freisetzung an, mit welcher Häufigkeit diese oder eine grössere Freisetzung eintreten kann. Die CCDF-Risikokurven, die für zwei Nuklidgruppen in den Abbildungen 7.2-1 und 7.2-2 gezeigt sind, stellen ein umfassendes und informatives Ergebnis der Stufe 2-Analyse dar. In den Abbildungen 7.2-1 und 7.2-2 sind der Mittelwert sowie die 5%-, 50%- und 95%-Fraktilwerte und

zum Vergleich auch die aufgrund einzelner MAAP-Rechnungen gewonnenen GPSA-Ergebnisse dargestellt. Aufgrund dieser Ergebnisse sind einige interessante Folgerungen erwähnenswert:

- Zwei Freisetzungskategorien bestimmen wesentlich das Freisetzungsrisiko: Unfallabläufe mit undichtem Containment (Isolationsversagen) und mit Umgehung des Containments (Bypass-Sequenzen). Zu letzteren gehören Sequenzen mit einem Leck an Hochdruck-/Niederdrucksystemgrenzen, die zu sehr grossen Freisetzungen führen (für Jod oder Cäsium im Bereich von 15% des Kerninventars). Dies ist aus Abbildung 7.2-3 ersichtlich, in der für die Rb-Cs-Nuklidgruppe sowohl der mittlere Freisetzungsanteil und die mittlere Häufigkeit der einzelnen Freisetzungskategorien als auch die komplementäre Häufigkeitsverteilung (CCDF) aufgetragen sind. Daraus ist erkennbar, dass diese beiden Freisetzungskategorien 8 und 9 relativ hohe Freisetzungsanteile bei nicht vernachlässigbarer Häufigkeit aufweisen. Die übrigen Freisetzungskategorien resp. Unfallabläufe beeinflussen das Freisetzungsrisiko vergleichsweise wenig.
- In der GPSA-Studie wurde eine konservative Methode zur Festlegung repräsentativer Quellterme für die einzelnen Freisetzungskategorien verwendet. Die daraus abgeleiteten Ergebnisse widerspiegeln somit weder alle in der GPSA-Studie ausgewiesenen Resultate noch das wirkliche Risikoprofil der Anlage, sondern sind methodenbedingt teilweise zu konservativ, insbesondere für grosse Freisetzungen. Mit einer umfassenden Unsicherheitsanalyse hätte diese Problematik umgangen werden können.
- Die Summenhäufigkeit aller Unfallabläufe, die zu einer Freisetzung führen, die grösser ist als der Referenzquellterm, ist im Mittel kleiner als 3×10^{-7} /Jahr.

7.2.5 Sensitivitätsuntersuchungen

Die HSK hat im Rahmen ihrer Detailbewertung der Stufe-2 Analyse eine Reihe von Sensitivitätsstudien durchgeführt, um den Einfluss potenzieller mitigativer Accident Management Massnahmen risikomässig zu bewerten.

Wiederherstellung der Wechselstromversorgung

Unfälle mit Containmentisoliationsversagen tragen ca. 33% zum Freisetzungsrisiko bei. Könnte ein Containmentisoliationsversagen verhindert werden, würde sich das Freisetzungsrisiko um maximal ca. 18% reduzieren. Durch Wiederherstellen der Wechselstromversorgung innerhalb der ersten Stunde nach Beginn des Kernschadens (unter Berücksichtigung der Erfolgswahrscheinlichkeit dieser Massnahme) könnte das Freisetzungsrisiko um maximal ca. 14% reduziert werden.

Primärseitige Druckentlastung

Durch den Einbau einer primärseitigen Druckentlastung könnte die Kernschadenshäufigkeit um maximal ca. 30% reduziert werden (siehe Kapitel 7.1.8). Das Freisetzungsrisiko hingegen würde nur um ca. 0.9% reduziert, weil die Häufigkeiten der risikobestimmenden Sequenzen (Containment-Bypass und Containment-Isoliationsversagen) kaum beeinflusst würden.

Katalytische Rekombinatoren zur H₂-Beherrschung

Eine Wasserstoffverbrennung ist grundsätzlich bei allen Unfallabläufen mit dichtem Containment möglich (Kapitel 7.2.2.2). Die bei einer Verbrennung auftretende Druckspitze kann die Containmentintegrität gefährden. Unfälle mit Containmentversagen infolge H₂-Verbrennung tragen allerdings nur ca. 3.6% zum Freisetzungsrisiko bei. Gemäss HSK-Analysen würde der Einbau von katalytischen Rekombinatoren das Freisetzungsrisiko um ca. 0.8% reduzieren.

Kühlbarkeit der Schmelze im Containment

In der GPSA wird angenommen, dass bei einem RDB-Hochdruckversagen mit anschliessendem DCH die Kernschmelze im Containment kühlbar und damit die Schmelze-Beton-Reaktion unbedeutend ist.

Die HSK kann sich dieser Argumentation aufgrund der vorliegenden experimentellen Ergebnisse und der engen geometrischen Verhältnisse der Reaktorgrube nicht anschliessen und hat in ihren eigenen Analysen eine Kühlung der Schmelze ausgeschlossen. Würde eine Kühlung der Schmelze für 50% der grossen KMV und für 10% der anderen Unfälle angenommen, dann würde das Freisetzungsrisko um ca. 3.0% ansteigen, da durch die zusätzliche Verdampfung von Wasser das Containmentüberdruckversagen zunehmen würde. Berücksichtigt man jedoch das in Gösgen installierte Containment-Druckentlastungssystem (DES), so enden die entsprechenden Sequenzen wiederum ohne Containmentversagen und eine Risikoerhöhung findet nicht statt.

Gefilterte Containmentdruckentlastung

Mit der Annahme, dass bei Erreichen eines Containmentdrucks von 6 bar (abs) die gefilterte Containment-Druckentlastung eingeleitet wird, werden die radioaktiven Stoffe bei 36% aller Unfallabläufe über die gefilterte Containment-Druckentlastung freigesetzt. Dadurch wird das Freisetzungsrisko rechnerisch geringfügig erhöht (< 0.1%). Das Freisetzungsrisko wird durch die gefilterte Containment-Druckentlastung deshalb nicht reduziert, weil erstens nur ganz wenige Unfallsequenzen innerhalb von 48 Stunden nach dem Kernschaden zu einem Überdruckversagen (in der GPSA) als Folge eines quasi-statischen Druckanstieg führen (der Versagensdruck des Containments liegt deutlich höher als der Ansprechdruck der Berstscheibe) und zweitens die Containment-Druckentlastung keinen Einfluss auf die risikobestimmenden Unfallsequenzen hat (Containment-Bypass und Containment-Isolationsversagen). Wird das Zeitfenster der Stufe-2 Analyse vergrössert (> 48 Stunden), dann reduziert sich das Freisetzungsrisko durch gefilterte Containment-Druckentlastung um rund 3%, vorausgesetzt der Containmentboden ist zum Zeitpunkt des Überdruckversagens noch nicht durchgeschmolzen.

Berücksichtigt man bei der Berechnung des Quellterms auch Edelgase, dann wird das Freisetzungsrisko durch die gefilterte Containment-Druckentlastung, das Edelgase nicht zurückhalten kann, um rund einen Faktor 2,5 erhöht. Das Kurzzeitrisko wird somit massgeblich durch den Zeitpunkt der Inbetriebnahme des Druckentlastungssystems bestimmt. Eine zu frühe Inbetriebnahme des Containment-Druckentlastungssystems muss vermieden werden.

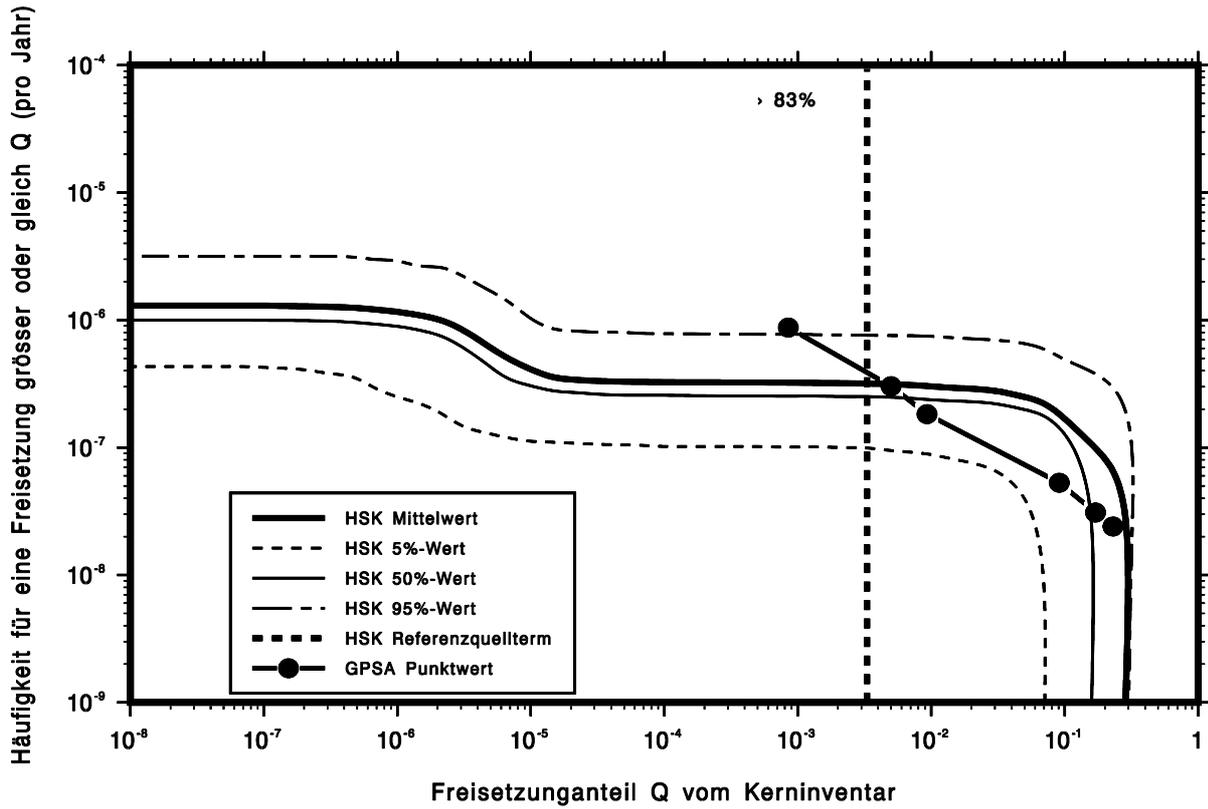


Abbildung 7.2-1: Streubereich der Rb-Cs Freisetzung

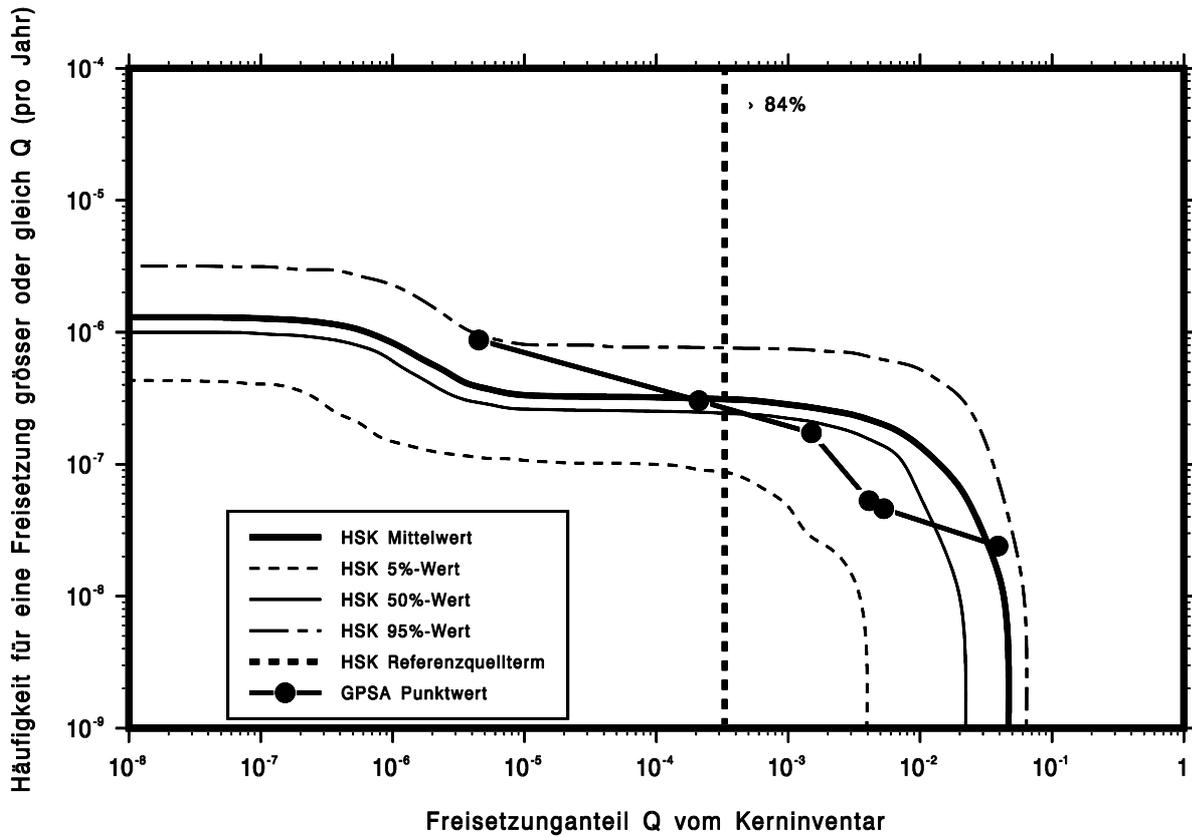


Abbildung 7.2-2: Streubereich der Sr-Ba-Freisetzung

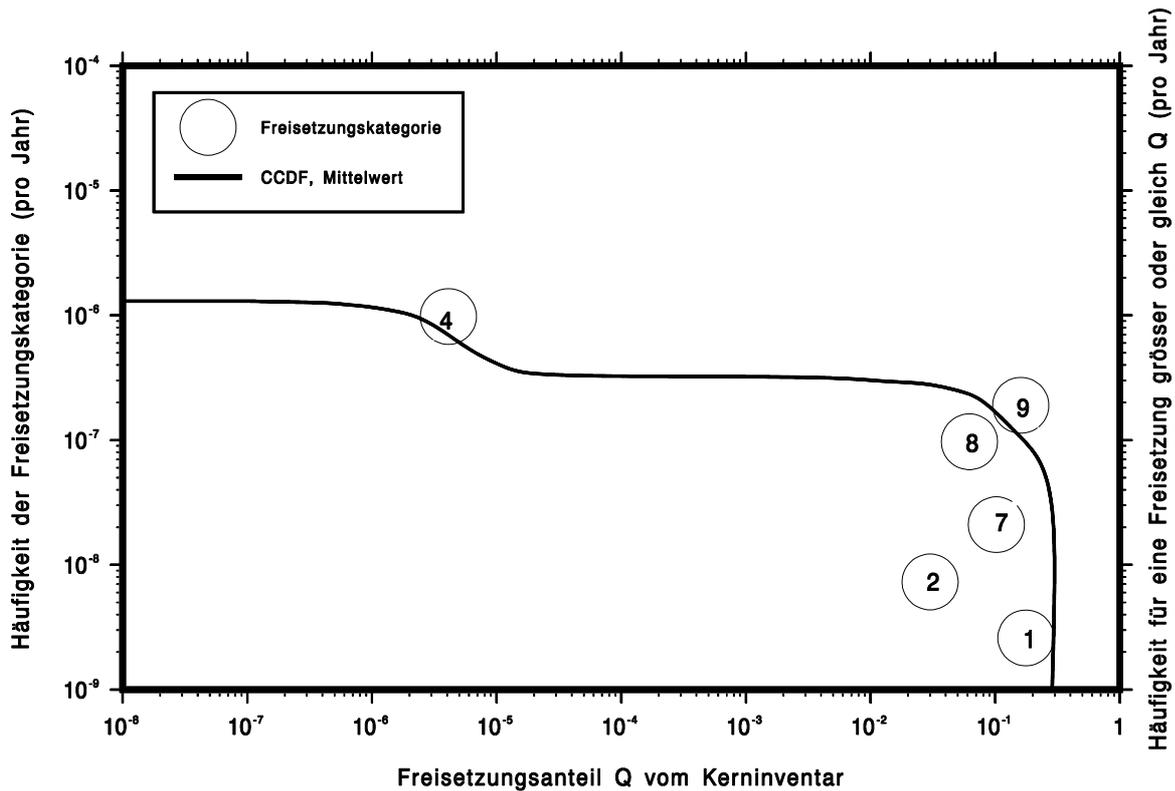


Abbildung 7.2-3: Rb-Cs-Freisetzung, Risikorelevanz der Freisetzungskategorien

1: Frühes Containmentversagen, 2: Spätes Containmentversagen, 4: Durchschmelzen des Containmentbodens, 7: Umgehung des Containments wegen nicht isolierbarem DE-Heizrohrbruch, 8: Nicht-isoliertes Containment, 9: Containment-Bypass

7.3 PSA FÜR UNFÄLLE AUS DEN ANLAGENZUSTÄNDEN SCHWACHLAST UND STILLSTAND

Die in den Kapiteln 7.1 und 7.2 behandelte PSA erfasst Unfälle aus dem Volllastbetrieb (nachfolgend als V-GPSA abgekürzt). Ergänzend erfasst die PSA für Anlagenzustände unterhalb Volllast die Betriebszustände zwischen 0% Leistung (nach Abfahren) und 25% Leistung (beim Anfahren der Anlage). Diese Studie wird im weiteren als S-GPSA bezeichnet.

In diesem Abschnitt werden die in der S-GPSA unternommenen Teilschritte zur Bestimmung der Brennstoff-Schadenshäufigkeit ("Fuel Damage Frequency", FDF) beschrieben und die Ergebnisse der von der HSK durchgeführten, qualitativen Begutachtung angegeben. Im Gegensatz zur V-GPSA hat die HSK zur Überprüfung der S-GPSA keine detaillierte Nachrechnung mit eigenen Modellen durchgeführt; deshalb werden im folgenden ausschliesslich GPSA-Ergebnisse angegeben und diskutiert.

Bemerkung: Die vorliegende Beurteilung der S-GPSA durch die HSK reflektiert den Stand der Begutachtung bis März 1999. Wegen des vorläufigen Charakters dieser Überprüfung enthält dieses Kapitel keine Forderungen an den Betreiber.

7.3.1 Unterschiede zur Volllast-GPSA

Für die Durchführung der S-GPSA wurde im wesentlichen die gleiche PSA-Methodik verwendet wie für die V-GPSA (siehe dazu Kapitel 7.1 und 7.2). Die wichtigsten Unterschiede zwischen den beiden Studien sind:

- Die S-GPSA entspricht im wesentlichen einer Stufe-1 Analyse und beinhaltet somit keine Aussagen zum Freisetzungsrisiko.
- Anlageninterne Brände wurden in der S-GPSA weniger detailliert analysiert als in der V-GPSA (siehe Abschnitt 7.3.5).
- Operateurhandlungen wurden in der S-GPSA nur begrenzt analysiert (siehe Abschnitt 7.3.8)
- Im Gegensatz zum Volllastbetrieb befindet sich der Brennstoff im Stillstand nicht ausschliesslich im RDB sondern für einen bedeutenden Anteil der Zeit auch im Brennelement-Lagerbecken. Folgerichtig werden in der S-GPSA auch Unfälle analysiert, welche zur Beschädigung der Brennelemente im Lagerbecken führen. Diese Art der Brennstoffbeschädigung und die daraus folgenden Konsequenzen sind aber nicht direkt mit den Konsequenzen eines Kernschadens vergleichbar, weshalb für die S-GPSA der Ausdruck "Kernschadenshäufigkeit" vermieden wurde und anstelle dessen von Brennstoff-Schadenshäufigkeit („Fuel Damage Frequency, FDF“) gesprochen wird.

Aus den genannten Gründen ist ein direkter Vergleich der Ergebnisse für die Kernschadenshäufigkeit (CDF) aus dem Volllastbetrieb und der Brennstoff-Schadenshäufigkeit (FDF) aus dem Stillstand- und Schwachlastbetrieb nicht angezeigt.

7.3.2 Anlagenzustände bei Eintreten eines auslösenden Ereignisses

In der S-GPSA werden drei Arten von Stillständen betrachtet:

- Typ A: Geplanter oder ungeplanter Stillstand ohne Brennstoffwechsel, bei welchem die Anlage vom Leistungsbetrieb in den kalten Stillstand und danach wieder in den Leistungsbetrieb gefahren wird. Dabei wird das Kühlmittelinventar auf dem normalen Druckhalter-Stillstandsniveau gehalten.
- Typ B: Ungeplanter Stillstand ohne Brennstoffwechsel, bei welchem das Kühlmittelinventar auf Mitte-Loop reduziert wird. Dabei kann das Reaktorkühlsystem (RKS) zeitweise zur Sicherheits-hülle hin offen sein.
- Typ C: Stillstand zum Brennstoffwechsel, bei welchem die Anlage vom Leistungsbetrieb in den kalten Zustand gebracht wird, bei dem der Brennstoffwechsel sowie die jährlichen Systemprüfungen und Instandhaltungsarbeiten durchgeführt werden, bevor die Anlage wieder den Leistungsbetrieb aufnimmt.

Jeder dieser drei Stillstandstypen wurde als eine Abfolge von diskreten Anlagenkonfigurationen modelliert. Acht solcher Konfigurationen wurden für die Stillstandsarten A und B, 16 für die Stillstandsart C entwickelt. Zur Definition der Anlagenkonfigurationen werden der Wasserstand, die Temperatur und der Druck im RKS, sowie der Zustand (offen oder geschlossen) von RKS und Containment berücksichtigt. Als weitere wichtige Grösse bei der Modellierung der Anlagenkonfigurationen wird die Unverfügbarkeit der Systeme infolge Wartungsarbeiten erfasst.

Die HSK ist mit der Definition und Modellierung der Anlagenzustände der S-GPSA einverstanden. Sie basiert auf einer umfassenden, detaillierten Auswertung von Betriebsanweisungen und der bei früheren Stillständen zum Brennstoffwechsel gesammelten Erfahrungen.

7.3.3 System- und Unfallablaufanalyse

Die System- und die Unfallablaufanalyse für die S-GPSA werden mit den gleichen Methoden wie für die V-GPSA modelliert und quantifiziert (siehe Kapitel 7.1.1). Die meisten für die S-GPSA relevanten Systeme wurden bereits in der V-GPSA analysiert.

Die HSK ist mit den verwendeten Methoden und Modellen für die System- und Unfallanalyse der S-GPSA einverstanden. Die HSK hat diejenigen Systemanalysen, welche ausschliesslich für die S-GPSA durchgeführt wurden, qualitativ überprüft. Dabei wurden keine bedeutenden Fehler oder Schwachstellen festgestellt. Der Umfang und die Komplexität der Ereignisbäume für die Unfallanalyse sind derart gross, dass im Rahmen dieser qualitativen Überprüfung auf eine Nachrechnung (numerische Auswertung eigener Modelle) verzichtet wurde.

7.3.4 Interne auslösende Ereignisse

In der S-GPSA ist ein auslösendes Ereignis ein Ereignis, welches ein Ungleichgewicht bei der Nachwärmeabfuhr verursacht, wobei weniger Wärme über das Kühlmittel abgeführt werden kann als vom Brennstoff erzeugt wird. Gleich wie bei Unfällen aus dem Vollastbetrieb kann ein solches Ereignis durch interne, systemübergreifende und externe auslösende Ereignisse sowie durch Operateurfehler hervorgerufen werden. Weil aber die Häufigkeit eines auslösenden Ereignisses und dessen Auswirkungen vom Anlagenzustand zum Zeitpunkt des Eintretens abhängen, müssen Auswahl und Quantifizierung der auslösenden Ereignisse für jede Konfiguration einzeln durchgeführt werden.

Die HSK ist mit der Auswahl und der Quantifizierung der auslösenden Ereignisse der S-GPSA einverstanden.

7.3.5 Systemübergreifende und externe auslösende Ereignisse

In der S-GPSA wurden im wesentlichen die gleichen systemübergreifenden und externen Ereignisse analysiert wie in der V-GPSA. Auch die Methodik für die Analyse von Erdbeben in der S-GPSA ist dieselbe wie diejenige der V-GPSA. Die Kommentare aus der Überprüfung der Erdbebenanalyse für die V-GPSA (Kapitel 7.1.3) gelten somit auch für die S-GPSA.

Die wichtigsten Unterschiede zwischen den beiden Studien seien hier kurz erläutert:

- In der S-GPSA wurden ergänzend zur V-GPSA Festigkeitsanalysen für Komponenten durchgeführt, welche nur in den Anlagenzuständen Schwachlast und Stillstand eine Rolle spielen.
- Die Analyse für anlageninterne Brände wurde zunächst mit der gleichen iterativen Methode durchgeführt wie diejenige der V-GPSA. Jedoch wurde die Verfeinerung aus Kostengründen frühzeitig abgebrochen und zwar bei der Bestimmung der 'worst-case' Konsequenzen für die Anlage durch die Zerstörung eines ganzen Brandabschnittes, d.h. es wurde kein Kredit von verfügbaren Mitteln zur Brandbekämpfung genommen. Dadurch wird der Beitrag anlageninterner Brände zur FDF überschätzt. Hingegen wurde in der S-GPSA nicht berücksichtigt, dass auch die Verfügbarkeit der Brandbarrieren unter den speziellen Bedingungen des Stillstands beeinträchtigt sein kann, z.B. weil Brandschutztüren offen sind. Dies Vernachlässigung kann den Beitrag anlageninterner Brände zur FDF unterschätzen.

In der S-GPSA nicht untersucht wurden Beeinträchtigungen der RKS-Integrität durch herunterfallende schwere Lasten, welche innerhalb des Containments transportiert werden.

7.3.6 Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien

Im Gegensatz zur Volllast-PSA hängen die Erfolgskriterien für die Sicherheitssysteme sowie die Zeitfenster für Operateurhandlungen bei einer Schwachlast-PSA vom Zeitpunkt des auslösenden Ereignisses ab.

Die wichtigsten thermohydraulischen Analysen der S-GPSA wurden von der HSK nachgerechnet. Die Resultate wurden dabei bestätigt. In der S-GPSA wurde die Änderung der Nachwärmeproduktion in Abhängigkeit der Zeit für einzelne Unfallabläufe berücksichtigt. Die Änderung der Nachzerfallwärme beeinflusst u.a. die Erfolgskriterien für Systeme und die Zeitfenster für Operateurhandlungen. Aus der eingereichten Dokumentation geht hingegen nicht klar hervor, ob dies für alle Unfallsequenzen systematisch berücksichtigt wurde.

7.3.7 Zuverlässigkeitsdaten von Komponenten

Die Methodik für die Entwicklung einer Zuverlässigkeits-Datenbank für die S-GPSA ist im wesentlichen die gleiche wie für die V-GPSA, und es wurden in der S-GPSA dieselben Daten verwendet wie in der V-GPSA (siehe Kapitel 7.1.5). Für die S-GPSA wurden zusätzlich statistische Daten für die Häufigkeit und die Dauer von Stillständen, für die Verweilzeit in den verschiedenen RKS-Konfigurationen und für die Unverfügbarkeit infolge planmässiger Instandhaltung während des Stillstandes sowie für die Häufigkeit auslösender Ereignisse (spezifisch für die Anlagenzustände Schwachlast und Stillstand) ermittelt.

7.3.8 Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen

Die Analyse der Operateurhandlungen in der S-GPSA ist beschränkt, was von den Autoren der Studie durch den niedrigen Entwicklungsstand von Stör- und Notfallanweisungen für die Beherrschung von Unfällen im Stillstand und bei Schwachlastbetrieb erklärt wird.

Die Analyse und Quantifizierung der Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen der S-GPSA basiert auf der gleichen Methodik wie diejenige der V-GPSA (siehe Kapitel 7.1.6). Weil für die Zuverlässigkeit der Operateurhandlungen im Stillstand sehr wenig Referenzdaten existieren, wurde die Gruppierung der Handlungen zwecks Zuweisung von Fehlerwahrscheinlichkeiten (Kalibrierung) angepasst.

Die HSK ist mit der Analyse und Quantifizierung der Operateurhandlungen in der S-GPSA einverstanden. Jedoch werden Abhängigkeiten zwischen aufeinanderfolgenden Operateurhandlungen eines Unfallablaufs in der S-GPSA nicht systematisch berücksichtigt.

7.3.9 Ergebnisse der Schwachlast-GPSA

- a. Die gesamte von KKG ausgewiesene Brennstoff-Schadenshäufigkeit (FDF) für Unfälle aus den Anlagenzuständen Schwachlast und Stillstand beträgt 9.3×10^{-5} pro Jahr.
- b. Der Stillstand für den Brennelementwechsel (Typ C, siehe Abschnitt 7.3.2.) trägt 83% der gesamten FDF bei.
- c. Der dominante Anteil der FDF (90%) entsteht durch Unfälle im Nachkühlbetrieb mit dem Brennstoff im Brennelement-Lagerbecken (53% der FDF) oder im RDB (37% der FDF).

- d. Ein signifikanter Beitrag zur FDF entsteht durch Unfälle in Anlagenzuständen, bei denen der Wasserstand im Primärkreis abgesenkt und ein Nachkühlstrang freigeschaltet ist.

7.3.10 Ergebnisse der Zusatzstudie – Einfluss des nachgerüsteten Beckenkühlstranges

Aufgrund der Ergebnisse der S-GPSA hat KKG eine zusätzliche Studie durchgeführt, um den Einfluss des 1999 nachgerüsteten, unabhängigen Beckenkühlstranges auf die FDF zu ermitteln. Gleichzeitig wurde der Einfluss einer neuen Vorschrift ermittelt, welche verlangt, dass mindestens zwei Nachkühlstränge betriebsbereit sind, bevor der Wasserstand im Primärkreis abgesenkt werden darf. Um diesen beiden Massnahmen Rechnung zu tragen, wurden die nötigen Modellanpassungen in der S-GPSA durchgeführt und die FDF für *interne* auslösende Ereignisse (inkl. interne Überflutung, aber *ohne* interne Brände) wurde neu quantifiziert.

Die teilweise Neuermittlung der FDF erschwert den direkten Vergleich mit den Ergebnissen für den ursprünglichen Anlagenzustand. Ein Vergleich der Resultate für *interne* auslösende Ereignisse, eingeschlossen interne Überflutung, aber ohne Brand und Erdbeben, zeigt, dass sich für diese Sequenzen die FDF um ca. eine Grössenordnung reduziert. Diese Abnahme ergibt sich hauptsächlich durch die Reduktion des Beitrages aus Unfällen mit dem Brennstoff im Brennelement-Lagerbecken (Einfluss des zusätzlichen Beckenkühlstranges). Neu beträgt die FDF für diese Sequenzen 3.1×10^{-5} pro Jahr.

7.3.11 Containmentverhalten

Wie einleitend erwähnt, ist die S-GPSA auf die Bestimmung der FDF begrenzt und enthält im Unterschied zur V-GPSA keine Aussagen über das Freisetzungsrisiko (Stufe-2 PSA, siehe dazu Kapitel 7.2).

Das Containmentverhalten wird in der S-GPSA nicht eingehend analysiert. Weil in den Stillständen vom Typ B und C, welche insgesamt ca. 98% der gesamten FDF ausmachen, die Materialschleuse geöffnet ist, muss bei den meisten schweren Unfällen aus den Anlagenzuständen Schwachlast und Stillstand mit einem direkten Freisetzungspfad in die Umgebung gerechnet werden.

7.4 ZUSAMMENFASSENDER BEWERTUNG

Aufgrund der Ergebnisse der V-GPSA sind folgende Aspekte für den Betriebszustand "Volllast" erwähnenswert:

- Dank der sicherheitstechnisch günstigen Auslegung des KKG ist das Risiko eines Kernschadens mit rund 10^{-6} /Jahr tief (HSK-Studie).
- Im Hinblick auf die Verhinderung von Kernschäden zeigt die PSA keine offensichtlichen Schwachstellen in der Anlage KKG.
- In der GPSA werden die wichtigsten Unfälle untersucht. Die darin ausgewiesenen Häufigkeiten werden von der unabhängigen HSK-Studie im Wesentlichen bestätigt. Ausnahmen bilden die mittleren Kühlmittelverluststörfälle, deren Kernschadenshäufigkeit die V-GPSA wegen der Anwendung falscher Erfolgskriterien unterschätzt. Die Erdbebenanalyse konnte wegen unvollständiger Dokumentation und nicht nachvollziehbaren Annahmen nicht bewertet werden.
- Durch Nachrüstung zusätzlicher Systeme (Hochdruckrezirkulation und/oder Primärkreisdruckentlastung) könnte das Risiko eines Kernschadens nach den Ergebnissen der HSK-Studie um maximal 3.7×10^{-7} /Jahr (30% der CDF) reduziert werden.

- Das Risiko einer Freisetzung radioaktiver Stoffe ist klein. Die Summenhäufigkeit aller durch den Referenzquellterm nicht abgedeckten Unfälle ist kleiner als 3×10^{-7} /Jahr (HSK-Studie).
- In der GPSA werden die heute bekannten, bei einem schweren Unfall auftretenden Phänomene berücksichtigt.
- 93% des Freisetzungsriskos wird durch Unfälle bestimmt, bei denen das Containment als letzte Rückhaltebarriere nicht wirksam ist (Umgehung des Containments; Versagen der Containment-Isolation) (HSK-Studie).

Aus den Ergebnissen der S-GPSA-Studie sind folgende Aspekte erwähnenswert:

- Der nachgerüstete dritte Beckenkühlstrang hat die FDF für interne Ereignisse um rund eine Größenordnung reduziert und erweist sich damit als eine risikomässig sinnvolle Nachrüstung.
- Die aufgrund der S-GPSA-Ergebnisse erlassene Vorschrift, dass mindestens zwei Nachkühlstränge betriebsbereit sein müssen bevor der Wasserstand im Primärkreis abgesenkt werden darf, reduziert das "Stillstands-Risiko" deutlich.

Die PSA hat sich als Hilfsmittel bei der Beurteilung der Anlagensicherheit im Hinblick auf die Beherrschung auslegungsüberschreitender Störfälle bewährt. Sie hat zudem einige wichtige Nachrüstmassnahmen aufgezeigt, die deutlich zur Verbesserung der Sicherheit und Reduzierung des Risikos beitragen. Damit die PSA auch dem aktuellen Stand der Anlage entspricht, die Betriebserfahrungen korrekt wiedergibt und für "Living-PSA" Anwendungen verwendet werden kann, verlangt die HSK, dass *die nächste PSA bis Mitte 2003 zu aktualisieren ist. Danach ist eine Aktualisierung alle 5 Jahre vorzunehmen. (Massnahme)*

8 NOTFALLSCHUTZ

8.1 ALLGEMEINES

Ziel des Notfallschutzes ist ein angemessener Schutz des Personals und der Bevölkerung bei einem Unfall.

Zum Schutz der Bevölkerung werden u.a. einerseits Behörden und Bevölkerung in der Umgebung von Kernanlagen über die möglichen Gefahren und deren Abwehr im voraus informiert und andererseits wird sichergestellt, dass in einem Ereignisfall diese Behörden rechtzeitig alarmiert werden und die Bevölkerung über Radio angewiesen wird, den nötigen Schutz aufzusuchen, bevor erhöhte Radioaktivität aus der Anlage austritt.

Verantwortlichkeiten und Aufgaben des Betreibers sind in Verordnungen und Konzepten des Bundes festgelegt und im Notfallreglement des Kraftwerks umgesetzt. Sie werden regelmässig im Rahmen von Übungen überprüft. Die Information der Bevölkerung hat sich dabei als schwierige Aufgabe erwiesen. Anstrengungen zur Verbesserung des Notfallschutzes werden insbesondere auf diesem Gebiet zu tätigen sein.

8.2 ANLAGENINTERNER NOTFALLSCHUTZ

Der Betreiber ist verantwortlich für den sicheren Betrieb der Anlage. Das beinhaltet auch sämtliche Massnahmen bei einem Störfall zu dessen Beherrschung.

Daneben muss der Betreiber die rechtzeitige Alarmierung der Behörden sicherstellen. Dazu sind Kriterien erarbeitet worden, welche eine Gefährdung der Bevölkerung im voraus erkennen lassen und Informationen und Massnahmen auslösen.

Die Aufgaben des Betreibers sind in der Notfallschutzverordnung (SR 732.33) verankert. Die Alarmierungskriterien, als Teil des Notfallreglements, wurden durch das BFE genehmigt.

Die HSK-Beurteilung hat zu folgender Einschätzung geführt:

- Die Alarmierungskriterien ermöglichen eine rechtzeitige Warnung und Alarmierung der Behörden und Bevölkerung bei einem schweren Unfall. Allerdings ist eine direkte Kontaktaufnahme der externen Stellen mit dem Kommandoraum über ein ausfallsicheres Kommunikationsnetz derzeit nicht möglich.
- Beurteilungsgrundlagen und angepasste Massnahmen für Störfälle, die rasch ablaufen, jedoch zu einer geringen Gefährdung beschränkt auf die Zone 1 führen, sind gegenwärtig in Erarbeitung und müssen zukünftig im Notfallreglement umgesetzt werden.

Die seitens KKG vorgesehenen anlageninternen Massnahmen zur technischen Beherrschung von Notfällen sind in den Kapiteln 4.3, 5.6 und 5.7 sowie 7 durch die HSK beurteilt worden.

8.3 ANLAGENEXTERNER NOTFALLSCHUTZ

Die Vorbereitung und Durchführung von Schutzmassnahmen für die Bevölkerung erfordern eine enge Zusammenarbeit zwischen Bund, Kantonen und Gemeinden. Die HSK kontrolliert, dass der Betreiber bei einem Störfall die Gefährdung der Bevölkerung rechtzeitig erkennt und entsprechende Meldungen erstattet. Dafür verfügt die HSK über ein Anlageninformationssystem, mit dessen Hilfe bei einem Störfall die wichtigsten Anlagenparameter kontinuierlich übertragen

werden (ANPA). Die Dosisleistung in der Nahumgebung der Kernkraftwerke wird durch die HSK kontinuierlich bereits während des Normalbetriebs überwacht (MADUK).

Für die Bevölkerung bis zu einer Distanz von 20 km (Zone 2) ist das Aufsuchen von Kellern/-Schutzräumen sowie die Einnahme von Jodtabletten vorgesehen und durch die Kantone und Gemeinden vorbereitet. In der Notfallplanungszone Gösgen befinden sich 204 Gemeinden aus fünf Kantonen mit total ca. 350 000 Einwohnern.

Die Konzepte der Kantone und die Notfalldokumente der Gemeinden, welche sich beide auf das Konzept des Bundes von 1991 abstützen, ergeben den Beurteilungsmassstab für zu ergreifende Schutzmassnahmen in der Umgebung. Darin ist insbesondere enthalten, dass die Gemeinden in der Lage sein müssen, innert 4 Stunden nach Warnung durch den Kanton (Zone 1 direkt durch Gösgen) den Schutz der Bevölkerung sicherzustellen. In Bezug auf rasche Abläufe erfolgt eine Anpassung an das neue Notfallschutzkonzept Ausgabe 1998 durch das Werk und den Kanton Solothurn.

Im Rahmen der Bewältigung von raschen Abläufen ist die zeitverzugslose Auslösung der Sirenen in der Zone 1 noch nicht sichergestellt. Diese Massnahme ist bis spätestens Mitte 2000 umzusetzen.

8.4 NOTFALLÜBUNGEN

Notfallübungen haben den Zweck, die Ausbildung und Zusammenarbeit der Notfallorgane zu fördern und die Notfallbereitschaft unter möglichst realistischen Bedingungen periodisch zu überprüfen.

Seit Inbetriebnahme von Gösgen wurden insgesamt (bis Ende 1998) 23 Notfallübungen mit unterschiedlichen Szenarien durchgeführt. Darunter waren auch die Gesamtnotfallübungen 1990 und 1998 mit Beteiligung der Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität. Erkenntnisse aus Notfallübungen werden in interne Vorschriften eingebaut.

Zukünftige Notfallübungen können zweigeteilt durchgeführt werden. Mit einem internen Szenario soll das Accident Management des Notfallstabes und dessen Zusammenarbeit mit den Einsatzorganen im Werk unter realistischen Bedingungen überprüft werden. Ein externes Szenario soll verwendet werden, um den Ablauf von WARNUNG und ALARMIERUNG der externen Stellen ebenfalls realistisch beüben zu können.

8.5 GESAMTBEURTEILUNG DER NOTFALLBEREITSCHAFT

Die Notfallbereitschaft des KKG entspricht grundsätzlich den Anforderungen des Bundes. Sie wird durch regelmässige Anpassungen an technische und organisatorische Änderungen auf einem hohen Stand gehalten. Ausstehend ist noch die Festlegung eines Ersatznotfallraumes gemäss HSK E-04. Ebenfalls ist die Post LOCA Studie, welche die Beurteilung der radiologischen Situation in der Anlage nach einem Unfall gestattet, anzupassen. Die Schulung der in der Notfallorganisation eingeteilten Personen wird in technischer Hinsicht zweckmässig, selbstverantwortlich und permanent durchgeführt. Verbesserungen sind in Bezug auf die Systematisierung der Ausbildung sowie auf die Schulung der Stabsarbeit anzustreben.

Die Alarmierung der externen Stellen, gestützt auf die Beurteilung der Einhaltung der Schutzziele entspricht dem Notfallkonzept des Bundes von 1998. Im Ergebnis der Periodischen Sicherheitsüberprüfung hat KKG sich bereit erklärt, folgende Verbesserungsmaßnahmen vorzunehmen:

1. *Es wird ein radiologisch geschützter Ersatznotfallraum festgelegt, der entsprechend den Anforderungen der HSK E-04 ausgestattet wird. Dazu wird der HSK bis Februar 2000 ein Konzept eingereicht. (Pendenz)*
2. *Die Arbeiten zur Ermittlung der Strahlenbelastung des Personals durch luftgetragene Aktivität in wichtigen Bereichen der Anlage bei schweren Unfällen (z.B. Notfallraum, Hauptkommandoraum und für den vorgesehenen Ersatznotfallraum) werden bis Ende Januar 2000 abgeschlossen. Die Ergebnisse werden der HSK eingereicht. (Pendenz)*
3. *Bis zur nächsten Notfallübung im Dezember 1999 plant KKG eine verbesserte Lösung in Bezug auf die Signalisation einer Kontaktaufnahme über das KKW-Mietleitungsnetz im Hauptkommandoraum einzuführen. Gegebenenfalls wird ein Endgerät des KKW-Mietleitungsnetzes im Hauptkommandoraum installiert werden. (Pendenz)*
4. *Die Notfallausbildung der Belegschaft soll mit Hilfe eines Ausbildungsplanes systematisiert werden. Dieser wird bis Ende 1999 erstellt und der HSK zur Kenntnis gegeben. Im Ausbildungsplan werden Massnahmen zur Vertiefung der Kenntnisse über den Ablauf schwerer Unfälle auf Basis der anlagenspezifischen PSA wie auch eine Schulung in Stabsarbeit für die Mitglieder des Notfallstabes und für Pikettingenieure vorgesehen. (Pendenz)*

9 **ENTSORGUNG**

Die beim Betrieb des Kernkraftwerkes anfallenden radioaktiven Rohabfälle müssen im Hinblick auf deren Beseitigung mittels geeigneter Konditionierverfahren in eine endlagerfähige Form gebracht werden. Da noch kein Endlager zur Verfügung steht, müssen die konditionierten Betriebsabfälle in geeigneten Zwischenlagern aufbewahrt werden. Auch die abgebrannten Brennelemente müssen der Entsorgung zugeführt werden; bisher stand dabei die Wiederaufarbeitung im Vordergrund. Schliesslich muss das Kernkraftwerk nach seiner definitiven Ausserbetriebsetzung stillgelegt werden, damit es aus der atomrechtlichen Aufsicht entlassen werden kann.

Im folgenden werden die auf KKG bezogene Konditionierung, Zwischenlagerung, Brennelement-Entsorgung und Stilllegung beschrieben und beurteilt. Nicht angesprochen werden indessen die Fragestellungen zur Endlagerung der radioaktiven Abfälle.

9.1 **KONDITIONIERUNG**

Sämtliche radioaktive Betriebsabfälle des KKG werden an der Abfallquelle erfasst. Die Kugellarze aus den Wasser-Reinigungssystemen und die Verdampferkonzentrate aus den Abwassersystemen werden im KKG bituminiert. Von den Mischabfällen werden die brennbaren im PSI verbrannt und zementiert, die pressbaren in periodischen Verpressungskampagnen im KKL verpresst und zementiert, und die unbrennbaren, unpressbaren im PSI zementiert. Für einzelne Rohabfallsorten ist die Konditionierungsart noch nicht festgelegt worden.

Jedes Konditionierverfahren, das zur Anwendung kommt, wird von der HSK im Hinblick auf Freigabe geprüft. Die Anforderungen betreffend das Konditionierverfahren, das Abfallgebinde und seine Komponenten, die Datenerfassung, die Qualitätssicherung und die Dokumentation sind in der Richtlinie HSK-R-14 von Dezember 1988 beschrieben. Eine wesentliche Bedingung für die Freigabe ist die von der Nagra erteilte Bescheinigung der Endlagerfähigkeit des herzustellenden Abfallgebindetyps.

Die bituminierten Ionenaustauscherharze und Verdampferkonzentrate sind die volumen- und aktivitätsmässig dominierenden Abfallgebindetypen. Diese Typen wurden anlässlich der entsprechenden Freigabeverfahren eingehend überprüft. Die HSK erachtet die im KKG praktizierten Bituminierungen als zweckmässige Konditionierverfahren, auch wenn gemäss der Richtlinie HSK-R-14 grundsätzlich eine Minimierung organischer Abfälle anzustreben ist. Die Bituminierungsanlage des KKG wird praktisch störungsfrei und mit minimaler Kollektivdosis betrieben.

Auch die Verbrennung der brennbaren Abfälle im PSI mit anschliessender Zementierung der Verbrennungsrückstände sowie die Verpressung der pressbaren Abfälle im KKL mit anschliessender Zementierung der Presslinge wurden von der HSK anlässlich der entsprechenden Freigabeverfahren als geeignete Konditionierverfahren beurteilt. Sie sind bewährt und laufen ohne nennenswerte Störungen ab.

Die Freigabeverfahren für weitere aktuelle bzw. zukünftige Abfallgebindetypen und für Nachdokumentationen früher produzierter Typen sollen gemäss dem in der Arbeitsgruppe RABAK (radioaktive Betriebsabfälle aus Kernanlagen) vereinbarten Arbeitsplan durchgezogen werden. Im Zusammenhang mit bereits freigegebenen Abfallgebindetypen sind noch einige offene Punkte zu erledigen.

9.2 ZWISCHENLAGERUNG

KKG verfügt über ein werkeigenes Zwischenlager, das zwei getrennte Teile umfasst. Das Lager für mittelaktive Abfälle (vorwiegend Ionenaustauscherharze) besteht aus 154 in Beton eingegossenen vertikalen Abstellrohren, in welchen jeweils 4 Fässer gestapelt werden. Das Lager für schwachaktive Abfälle besteht aus acht durch Betonwände getrennte Buchten, die insgesamt maximal 3'600 Fässer aufnehmen können. Im Zwischenlager werden neben den konditionierten Abfallgebinden auch Filterkerzen zur Abklinglagerung sowie für die auswärtige Konditionierung gesammelte Mischabfälle aufbewahrt. Ende 1996, d.h. nach 17 Jahren Betrieb, war die Lagerkapazität zu ca. einem Drittel ausgenutzt.

Die Anforderungen an die Zwischenlagerung sind ebenfalls in der Richtlinie HSK-R-14 festgehalten. Im Wesentlichen muss einerseits der Schutz von Mensch und Umwelt vor Emissionen aus den Abfällen und andererseits die Integrität der Abfallgebinde im Hinblick auf deren Endlagerung gewährleistet werden.

Aufgrund ihrer Überprüfung kommt die HSK zum Schluss, dass die Ausrüstungen und die Betriebsführung des Zwischenlagers KKG zweckmässig sind und den Anforderungen entsprechen, die in der Richtlinie HSK-R-14 an neue Zwischenlagerprojekte gestellt werden, obwohl diese Richtlinie zum Zeitpunkt des Baus des Zwischenlagers noch nicht in ihrer heutigen Form vorlag.

Da Störfallanalysen für das Zwischenlager fehlten, verlangte die HSK von KKG im Rahmen der PSÜ, solche Analysen durchzuführen. Dabei wurden Erdbeben, Gebindeabstürze mit Brand sowie der Absturz eines Militärflugzeuges auf das Zwischenlager betrachtet. Die Schutzziele der Richtlinie HSK-R-14 werden weitgehend erreicht. Zur Milderung der Auswirkungen der Gebindeabstürze im Lager für schwachaktive Abfälle, die nach einem Erdbeben der Häufigkeit von 10^{-2} pro Jahr zu erwarten sind, hat KKG vorgeschlagen, Betonbehälter als vorderste Reihe der vollen Lagerbuchten anzubringen; die HSK hat diesem Vorschlag zugestimmt. Auch wenn bei einem Flugzeugabsturz mit anschliessendem Kerosinbrand das entsprechende Schutzziel nicht erreicht werden kann, wäre ein Nachrüsten wegen der extrem kleinen Eintretenshäufigkeit des auslösenden Ereignisses (10^{-8} pro Jahr) unverhältnismässig.

Die HSK hat sich bei der Überprüfung davon überzeugt, dass die von KKG in den Berechnungen verwendeten störfallbedingten Aktivitätsfreisetzungen, die aus dem Programm SISAN der Nagra übernommen wurden, ausreichend konservativ sind.

9.3 BRENNLEMENTENTSORGUNG

Die aus dem Betrieb des KKG anfallenden abgebrannten Brennelemente wurden bisher zur Wiederaufarbeitung zu COGEMA in Frankreich und BNFL in Grossbritannien geschickt. Gemäss den abgeschlossenen Verträgen müssen die bei der Wiederaufarbeitung entstehenden radioaktiven Abfälle zur Beseitigung in die Schweiz zurückgenommen werden. Rücktransporte von Wiederaufarbeitungsabfällen, vorerst von verglasten hochaktiven Abfällen, werden beginnen, sobald die erforderliche Zwischenlagermöglichkeit mit der Errichtung des Zentralen Zwischenlagers der ZWILAG zur Verfügung stehen wird. Zukünftig sollen die abgebrannten Brennelemente nicht weiter zur Wiederaufarbeitung geschickt, sondern ebenfalls im Zentralen Zwischenlager der ZWILAG langfristig zwischengelagert werden.

Nach Ansicht der HSK hat KKG für die Entsorgung der abgebrannten Brennelemente zweckmässige Optionen gewählt. Sämtliche von den früheren Verträgen abgedeckten Brennelemente wurden bis 1997 an COGEMA bzw. BNFL zur Wiederaufarbeitung abgeliefert. Zur Vermeidung eines Engpasses im Brennelement-Lagerbecken werden drei zusätzliche Nachladungen zur Wiederaufarbeitung bei COGEMA geschickt. Das davon abgetrennte U und Pu wird in die Brennelement-Fabrikation rezykliert. Die weiteren abgebrannten Brennelemente werden zwischengelagert, bis sich die Grundlagen für den Entscheid über die weitere Entsorgung geklärt haben. Zu diesem Zweck benötigte Transport- und Lagerbehälter wurden von KKG bestellt. Auch für die zum Einsatz kommenden MOX-Brennelemente wurden gangbare Entsorgungsmöglichkeiten aufgezeigt, wobei vorerst die Zwischenlagerung bevorzugt wird.

Die HSK hat die Spezifikationen der zurückzunehmenden Wiederaufarbeitungsabfälle im Rahmen der Vorabklärungsgesuche geprüft und mit gewissen Bedingungen akzeptiert. Bevorstehend ist die Rücknahme von verglasten hochaktiven Abfällen von COGEMA. KKG koordiniert die Beschaffung der erforderlichen Transport- und Lagerbehälter auch für KKB und KKM. Noch ausstehende Pendenzen müssen als Voraussetzung für die Erteilung der Einfuhrbewilligung erfüllt werden. Mittelfristig sind keine anderen Wiederaufarbeitungsabfälle, auch keine BNFL-Abfälle, zurückzunehmen. Zur Zeit beurteilt die HSK das von BNFL vorgeschlagene Äquivalenzprinzip für die Substitution von zurückzunehmenden Wiederaufarbeitungsabfällen.

9.4 STILLEGUNG

Bei der Stilllegung müssen vorerst alle abgebrannten Brennelemente aus der Anlage entfernt werden. Gleich anschliessend oder nach einer Einschlussphase müssen die Anlagenteile entweder derart dekontaminiert werden, dass sie für eine freie Benützung zur Verfügung gestellt werden können, oder dann vollständig demontiert und abgebrochen werden. Aus dem Abbruch werden grosse Volumen an radioaktiven Abfällen erwartet, die entsorgt werden müssen.

Mit den 1980 eingereichten Stilllegungsstudien haben die Betreiber die Machbarkeit der Stilllegung der schweizerischen Kernkraftwerke, und spezifisch auch von KKG, aufgezeigt. In ihrer Stellungnahme dazu stellte die HSK fest, dass geeignete Verfahren und Methoden für die Stilllegung verfügbar sind und dass die gesetzlichen Bestimmungen und die Anforderungen des Strahlenschutzes eingehalten werden können.

In Deutschland wurden 1991-1992 die älteren Stilllegungsstudien aktualisiert; dabei wurde die Machbarkeit bestätigt. Aus der jetzigen Überprüfung ergibt sich keine sicherheitstechnische Pendezenz hinsichtlich der Stilllegung. Es wird aber darauf hingewiesen, dass die geschätzten Kosten der Stilllegung nicht nur aufgrund der Teuerung, sondern auch real stark gestiegen sind. Diese Kostenentwicklung muss bei der periodischen Festlegung der erforderlichen Höhe des Stilllegungsfonds berücksichtigt werden.

10 MASSNAHMEN ZUR WEITEREN ERHÖHUNG DER SICHERHEIT DES KKW GÖSGEN AUFGRUND DER ERGEBNISSE DER PERIODISCHEN SICHERHEITSÜBERPRÜFUNG

10.1 VORGEHENSWEISE DER HSK BEI DER ABLEITUNG VON MASSNAHMEN ZUR WEITEREN ERHÖHUNG DER SICHERHEIT DES KKW GÖSGEN

Die HSK hat das Kernkraftwerk Gösgen einer umfassenden Sicherheitsüberprüfung unterzogen, die im Wesentlichen folgende Gesichtspunkte umfasste:

- Überprüfung der Auslegung und Ausführung der sicherheitstechnischen Systeme und Einrichtungen im Vergleich zum Stand von Wissenschaft und Technik,
- Auswertung von Betriebserfahrungen und Beurteilung der Ergebnisse wiederkehrender Prüfungen,
- Beurteilung der technischen Vorsorge gegen schwere Unfälle einschliesslich vorbereiteter Notfallmassnahmen,
- Beurteilung der Notfallorganisation,
- Überprüfung des betrieblichen Strahlenschutzes,
- Gesichtspunkte einer zukünftigen Stilllegung nach Ablauf der Lebensdauer und der Entsorgung radioaktiver Abfälle,
- Beurteilung der Störfallanalysen und der von KKG vorgelegten probabilistischen Sicherheitsanalyse,
- Beurteilung der Betriebsorganisation und der Betriebsführung.

Die Überprüfung hat bestätigt, dass im Kernkraftwerk Gösgen ein hohes Mass an technischer Sicherheitsvorsorge getroffen ist. Die Betriebserfahrungen des Kernkraftwerks Gösgen sind gut, was sich u.a. auch in den hohen Verfügbarkeitswerten und der geringen Anzahl störungsbedingter Abststellungen sowie der im internationalen Vergleich niedrigen Kollektivdosen für das Personal und den unbedeutenden Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung ausdrückt. In dieser Hinsicht gehört KKG zu den weltbesten Anlagen mit Druckwasserreaktoren. Die Ergebnisse der wiederkehrenden Prüfungen haben bisher keine Hinweise auf eine alterungsbedingte Verschlechterung des Zustandes sicherheitstechnisch relevanter Komponenten und Rohrleitungen gegeben.

Dessen ungeachtet hat die HSK einige Abweichungen zum heutigen Stand von Wissenschaft und Technik festgestellt, die sich aufgrund von Veränderungen in der Strahlenschutzgesetzgebung, im technischen Regelwerk und neuer Erkenntnisse der Sicherheitsforschung seit der Inbetriebnahme des KKG ergeben haben. Diese Abweichungen wurden durch die HSK hinsichtlich ihres Einflusses auf die Sicherheit der Anlage beurteilt. Im Rahmen der Arbeiten zur PSÜ hat der Anlagenbetreiber selbst eine Reihe von Verbesserungsmassnahmen eingeleitet, von denen ein Teil bereits umgesetzt werden konnte. Die noch nicht abgeschlossenen Verbesserungsmassnahmen werden durch die HSK im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit weiter verfolgt. Sie werden bis zu ihrem Abschluss durch die HSK als Pendenzen geführt.

Die HSK-Beurteilung hat in einigen Fällen zur Ableitung weiterer Verbesserungsmassnahmen geführt, deren Umsetzung durch den Anlagenbetreiber von der HSK im Rahmen des in der

Schweiz geltenden atomrechtlichen Aufsichtsverfahrens veranlasst wird. Die HSK hat sich bei der Ableitung ihrer Massnahmenvorschläge auch darum bemüht, eine möglichst einheitliche Vorgehensweise für alle Schweizer Kernkraftwerke sicherzustellen. Um die unterschiedliche Bedeutung der Massnahmen in Bezug auf eine weitere Erhöhung der Sicherheit des Kernkraftwerks Gösgen deutlich zu machen, hat die HSK diese in unterschiedliche Kategorien, abgestuft nach ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung, unterteilt.

Kategorie I: Massnahmen, die zur Gewährleistung der Anlagensicherheit erforderlich sind, da sonst eine unzulässige Gefährdung der in der Schweiz lebenden Bevölkerung oder des Kraftwerkpersonals eintreten könnte.

Bei ihrer Überprüfung hat die HSK keine derartigen Massnahmen ableiten können, da bereits ein hohes Mass der Sicherheitsvorsorge getroffen ist.

Kategorie II: Massnahmen zur Ertüchtigung der Anlage oder zur Verbesserung von Betriebs- und Störfallvorschriften, um bestehende Abweichungen zum Stand von Wissenschaft und Technik zu korrigieren. Nach Auffassung der HSK ist dadurch ein nennenswerter Sicherheitsgewinn zu erwarten. Dieser Sicherheitsgewinn äussert sich in der Stärkung einzelner oder mehrerer Sicherheitsbarrieren des bei der sicherheitstechnischen Auslegung des Kraftwerkes verwendeten Konzeptes der „Verteidigung in die Tiefe“ („defence in depth“). Diese Massnahmen werden im Sinne des Artikels 9 des Strahlenschutzgesetzes als nach dem Stand von Wissenschaft und Technik geboten angesehen.

Kategorie III: Massnahmen zur Ertüchtigung der Anlage, zur Verbesserung von Betriebs- und Störfallvorschriften oder der Ausbildung des Personals, um bestehende Abweichungen zum Stand von Wissenschaft und Technik zu korrigieren oder Massnahmen, die sich auf Grund der Auswertung von Betriebserfahrungen ergeben. Massnahmen der Kategorie III sind weniger dringlich als Massnahmen der Kategorie II, erscheinen jedoch zweckmässig. Aus diesen Massnahmen ist ebenfalls ein Sicherheitsgewinn zu erwarten.

Kategorie IV: Diese Kategorie umfasst Massnahmenvorschläge der HSK

- nach zusätzlichen Untersuchungen, die der Ergänzung der bisher vorliegenden Sicherheitsanalysen oder der Abklärung der Zweckmässigkeit von Ertüchtigungsmassnahmen dienen,
- nach Behebung von Defiziten an sicherheitstechnisch wichtigen Ausrüstungen, in der Anlagen- und Betriebsdokumentation oder der Ausbildung des Personals, deren sicherheitstechnische Auswirkungen gering sind.

In Fällen, wo die Realisierung der Massnahmen der HSK besonders dringlich erscheint, erfolgte eine Höherstufung um eine Kategorie.

Im Kapitel 10.2 sind alle durch die HSK abgeleiteten Massnahmen thematisch gegliedert mit Angabe der Kategorie aufgeführt. Kapitel 10.3 fasst die vom Betreiber bereits eingeleiteten Verbesserungsmassnahmen, die zum Zeitpunkt der Fertigstellung dieses Berichtes noch nicht abgeschlossen waren, als Pendenzenliste zusammen.

10.2 MASSNAHMEN ZUR WEITEREN VERBESSERUNG DER ANLAGENSICHERHEIT

10.2.1 Massnahmen im Bereich Technik

Kategorie II

1. Die im KKG vorhandenen Massnahmen zum Schutz gegen blitzbedingte Überspannungen erfüllen die Auslegungsanforderungen für die zu schützenden Sicherheitsfunktionen aus heutiger Sicht nicht. Aufgrund festgestellter Abweichungen verlangt die HSK für das Auftreten der zu betrachtenden Auslegungsblitze (einschliesslich des dritten, schnellen Blitzes), dass KKG die Blitzschutzmassnahmen überprüft und notwendige Verbesserungs-massnahmen vornimmt. Der Nachweis für die ausreichende Wirksamkeit der Massnahmen ist entsprechend dem heutigen Stand der Technik zu erbringen. Dazu sind bis Juni 2000 ein Bericht und das Konzept für allenfalls notwendige technische Massnahmen vorzulegen. (Kap. 5.16)

Kategorie III

1. Die Notwendigkeit einer primärseitigen Druckentlastung ist unter Berücksichtigung der heute vorliegenden Ergebnisse der anlagenspezifischen PSA-Studie nicht gegeben. Die HSK behält sich aber vor, Massnahmen zu verlangen, sollte sich aufgrund neuer sicherheitstechnischer Erkenntnisse eine direkte primärseitige Druckentlastung als sinnvoll erweisen. Die HSK verlangt aber, dass in Vorbereitung einer möglichen Nachrüstung der primärseitigen Druckentlastung bis Ende 2002 eine technische Machbarkeitsstudie in Form einer Variantenstudie auszuarbeiten und der HSK einzureichen ist. Dabei sind zumindest die folgenden Varianten zu untersuchen:
 - a. Nachrüstung einer primärseitigen Druckentlastung ohne Hochdruckrezirkulation mittels Not- und Nachkühlsystem.
 - b. Nachrüstung einer primärseitigen Druckentlastung in Kombination mit einer Hochdruckrezirkulation mittels Not- und Nachkühlsystem.

Die untersuchten Varianten sind hinsichtlich des zu erwartenden Sicherheitsgewinns zu bewerten, wobei der Nutzen auf der Basis der zu erwartenden Reduzierung der Kernschadenshäufigkeit generell und speziell für Hochdrucksequenzen auszuweisen ist. Für die untersuchten Varianten ist eine realistische Kostenbewertung vorzunehmen. (Kap. 3.2.3)

2. Es ist eine Detailstudie zur Bewertung und Validierung der vorgesehenen Massnahmen für ein sekundärseitiges „Feed and Bleed“ zu erarbeiten. In dieser Studie hat eine anlagenspezifische Umsetzung und Bewertung der vorliegenden experimentellen Arbeiten zur Validierung der sekundärseitigen Notfallmassnahmen, gegebenenfalls ergänzt durch entsprechende rechnerische Analysen, zu erfolgen. Dabei ist insbesondere der Einfluss des automatischen Einleitens der sekundärseitigen Abkühlung zu bewerten. Bei der Validierung sind alle anlagenspezifisch relevanten auslegungsüberschreitenden Unfallszenarien, die potenziell zu einem Hochdruckkernschaden führen können, zu berücksichtigen. Dazu gehören als auslösende Ereignisse u.a.:
 - a. Station Blackout (< 2 Stunden und bis zu 6 Stunden),

- b. Nichtisolierter FD-Leitungsbruch ausserhalb des Containments unter Annahme zusätzlicher Fehler,
- c. Kleines Leck im Primärkreislauf bei Annahme der Nichtverfügbarkeit der auslegungsgemäss vorgesehenen Massnahmen zur sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr während 2 Stunden,
- d. ATWS-Fall "Totalausfall der Hauptspeisewasserversorgung" unter Annahme zusätzlicher Fehler,
- e. Speisewasserleitungsbruch unter Annahme zusätzlicher Fehler.

Eine Begrenzung hinsichtlich der zu berücksichtigenden Mehrfachfehler kann dahingehend gesetzt werden, dass ein Erwartungswert für die bedingte Eintrittswahrscheinlichkeit der Fehlerkombination (Mass für die Zuverlässigkeit der angeforderten Sicherheitssysteme) kleiner als 10^{-6} /pro Anforderung als Abschneidekriterium verwendet werden kann. Die technische Wirksamkeit der für diese Szenarien vorgesehenen Notfallmassnahmen (auf Ebene der vorgesehenen Ausrüstungen) ist zu belegen.

Diese Studie ist bis Mitte 2002 der HSK einzureichen. Im Ergebnis der Studie sind, wenn erforderlich, weitere Massnahmen zur Erhöhung der Wirksamkeit der sekundärseitigen Notfallmassnahmen vorzusehen. (Kap. 3.2.3)

3. Zur Verbesserung der baulichen Sicherheit der Anlage bei Erdbeben sind die folgenden Massnahmen durch KKG vorzunehmen:
 - a. Um Klarheit über die vorhandene Sicherheit des Notspeisegebäudes ZV zu gewinnen, ist bis Ende 2000 eine neue Erdbebengebäudeberechnung durchzuführen, die das dreidimensionale und dynamische Verhalten der unregelmässigen Struktur berücksichtigt. Auf Grund der Resultate wird die HSK über das weitere Vorgehen entscheiden. (Kap. 5.2.3)
 - b. Die Mauerwerkswände im Schaltanlagegebäude ZE, die klassierte Komponenten durch Einsturz gefährden, sind genauer zu untersuchen und die einsturzgefährdeten Wände zu verstärken. Die revidierten Nachweise für die Tragsicherheit der Wände sind bis Ende 2000 der HSK vorzulegen. Auf Grund der Resultate wird die HSK über das weitere Vorgehen entscheiden. (Kap. 5.2.3)
 - c. KKG hat die 1998 für die abgehängte Decke des Kommandoraums eingereichten Erdbebennachweise zu ergänzen. Die Ergänzung betrifft die Weiterleitung der Horizontalkräfte des Lichtkastens über verschiedene Elemente bis zur Betondecke und Kraffteinleitungsnachweise in die aus Gipsplatten bestehenden Seitenwände. Die Nachweise sind der HSK bis Juni 2000 vorzulegen. Auf Grund der Resultate wird die HSK über das weitere Vorgehen entscheiden. (Kap. 5.2.3)
 - d. KKG hat für verschiedene Schaltschranktypen 1998 Erdbebennachweise eingereicht. Der Typ, der mit auf Biegung beanspruchten Trägern abgestützt wird, ist genauer zu untersuchen. Gegebenenfalls ist die Konstruktion zu verstärken. Die Schnittstellen zwischen den Schaltschränken und den Doppelböden sind hinsichtlich der Kraftweiterleitung beim Erdbeben bis Juni 2000 nachzuweisen. Auf Grund der Resultate wird die HSK über das weitere Vorgehen entscheiden. (Kap. 5.2.3)
 - e. Die relativen Gebäudeverschiebungen für die Komponentenbefestigungspunkte sind in den offiziellen Dokumenten nicht vorhanden. Diese sind eine wichtige Grundlage für

die Bestimmung der Erdbebenanregung in der seismischen Analyse, insbesondere für Rohrleitungen, die in benachbarten Gebäuden verlaufen. Durch KKG ist bis Ende 2000 zu überprüfen, ob die Gebäudeverschiebungen in ausreichendem Umfang bei der seismischen Auslegung der Rohrleitungen berücksichtigt wurden. Das Ergebnis dieser Überprüfung ist der HSK vorzulegen. (Kap. 5.2.4)

4. Ein Safety Parameter Display System (SPDS), welches den international üblichen Anforderungen entspricht, wie sie zum Beispiel im Standard IEC 960 dargelegt sind, ist bis Mitte 2001 nachzurüsten. (Kap. 5.8.4)
5. Der bisherige Notstandleitstand ist in Übereinstimmung mit dem Stand von Wissenschaft und Technik zu einer echten Notsteuerstelle zu erweitern. Dazu sind unter anderem die technischen Mittel für die Gefahrmeldung und die Störfallinstrumentierung zur Beurteilung des Anlagezustands zu erweitern, sowie die Kommunikationsmittel zur Koordinierung von anlageninternen Notfallschutzmassnahmen zu verbessern. Dazu gehört auch die Nachrüstung einer Füllstandsanzeige für das Notstandbecken. In diesem Zusammenhang soll die Nachrüstung einer manuellen Reaktorschnellabschaltung vom Notstandleitstand aus untersucht werden. Ziel der Nachrüstung soll es sein sicherzustellen, dass ein Abfahren der Anlage bis in einen sicheren Zustand bei Unfällen, die ein Verlassen des Hauptkommandoraums erfordern können, von der Notsteuerstelle aus möglich ist und überwacht werden kann.

Die Aufwertung des bisherigen Notstandleitstandes zu einer Notsteuerstelle ist bis Mitte 2002 abzuschliessen. Ein Konzept ist der HSK bis Ende 2000 vorzulegen (Kap. 5.8.4).

6. Die Störfallinstrumentierung ist in folgenden Punkten zu verbessern:
 - a. Eine störfallfeste Druckmessung der Dampferzeuger ist für die Störfallinstrumentierung im Hauptkommandoraum bis Ende 2000 auszukoppeln. (Kap. 5.8.4)
 - b. Bei einem allfälligen Austausch der Weitbereichsmessung der Kernaustrittstemperatur ist diese durch eine qualifizierte zu ersetzen. (Kap. 5.8.4)
7. Eine RDB-Füllstandsmessung, die es gestattet, auch bei auslegungsüberschreitenden Störfällen die Kontrolle über die Kernkühlung durch Überwachung des im Reaktordruckbehälter vorhandenen Kühlmittelinventars aufrechtzuerhalten, ist nachzurüsten. Die Nachrüstung ist bis zum Abschluss des Jahresstillstandes 2001 vorzusehen. Bei Erreichen eines vorzuziehenden Grenzwertes "RDB-Füllstand tief" ist eine Sicherheitsgefahrmeldung auszulösen. Die Gefahrmeldeanlage ist entsprechend zu erweitern. (Kap. 5.8.4)
8. Bis zum Abschluss des Brennelementwechsels 2001 ist ein Reaktorschnellabschalt-(RESA)-Signal „Frischdampfdruck hoch“ nachzurüsten. (Kap. 6.2.1)
9. Ein Konzept zur Wasserstoffbeherrschung im Containment bei schweren Unfällen, eingeschlossen Unfälle während dem An- und Abfahren und der Stillstandsphase, ist auszuarbeiten, der HSK vorzulegen und zu implementieren, wobei die Entwicklung und Verbrennung von CO im Containment infolge der Beton-Schmelze-Wechselwirkung zu berücksichtigen ist. Die in Deutschland auf diesem Gebiet durchgeführten Studien und Massnahmen sind zu beachten und zu bewerten. Das Konzept ist der HSK bis Ende 2000 vorzulegen. (Kap. 7.2.2.2)

Kategorie IV

1. Die Störfallinstrumentierung im Hauptkommandoraum ist in Übereinstimmung mit den Anforderungen der HSK E-04 bis Ende 2000 zu ertüchtigen. Dazu sind u.a. die folgenden Massnahmen zu treffen:
 - a. Die Messwerte für Füllstand und Temperatur im Containmentsumpf müssen aufgezeichnet werden können. (Kap. 5.8.4)
 - b. Es ist zu überprüfen, ob für die Messungen der Temperatur des Sumpfwassers, von Druck und Temperatur im Ringraum andere äquivalente Messwerte zur Verfügung stehen. Falls nicht, ist der Redundanzgrad dieser Messungen zu erhöhen. (Kap. 5.8.4)
2. Die Zweckmässigkeit der Nachrüstung der elektrischen Anspeisung der Türsteuerungen ab zuverlässigeren Schienen ist durch KKG zu untersuchen. Insbesondere ist zu untersuchen, ob bei einem Ausfall der elektrischen Anspeisung der Türsteuerungen Beeinträchtigungen von vorgesehenen anlageninternen Notfallmassnahmen eintreten können. Ein entsprechender Untersuchungsbericht ist der HSK bis Ende 2000 vorzulegen. (Kap. 5.19)

10.2.2 Massnahmen in den Bereichen Technische Spezifikation, Störfallvorschriften, Notfallhandbuch und Qualitätssicherung

Die auf diesem Gebiet notwendigen Verbesserungsmassnahmen wurden im Rahmen der PSÜ zwischen der HSK und dem Anlagenbetreiber diskutiert und festgelegt. Die hierbei noch nicht abgeschlossenen Aktivitäten sind in der Pendenzenliste (Kapitel 10.3) aufgeführt.

10.2.3 Massnahmen im Bereich Strahlenschutz

Kategorie II

1. KKG muss durch geeignete technische, operative und organisatorische Massnahmen sicherstellen, dass keine Aerosol- und Jodfreisetzungen über ungefilterte Lüftungspfade aus dem Hilfsanlagegebäude erfolgen können. Die notwendigen Massnahmen sind der HSK zu unterbreiten und bis März 2000 zu realisieren. (Kap. 4.6.7)

10.2.4 Massnahmen im Bereich Notfallorganisation

Kategorie IV

1. Eine ferngesteuerte und zeitverzugslose Auslösung der Sirenen der Zone 1 ist bis Mitte 2000 sicherzustellen. (Kap. 8.3)

10.2.5 Massnahmen in den Bereichen Ausbildung und Organisation

Die auf diesem Gebiet notwendigen Verbesserungsmassnahmen wurden im Rahmen der PSÜ zwischen der HSK und dem Anlagenbetreiber diskutiert und festgelegt. Die hierbei noch nicht abgeschlossenen Aktivitäten sind in der Pendenzenliste (Kapitel 10.3) aufgeführt.

10.2.6 Massnahmen im Bereich Störfallanalysen

Die auf diesem Gebiet notwendigen Verbesserungsmassnahmen wurden im Rahmen der PSÜ zwischen der HSK und dem Anlagenbetreiber diskutiert und festgelegt. Die hierbei noch nicht abgeschlossenen Aktivitäten sind in der Pendenzenliste (Kapitel 10.3) aufgeführt.

10.2.7 Massnahmen im Bereich Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA)

Kategorie III

1. Damit auch zukünftige Anwendungen der GPSA auf einer möglichst vollständigen statistischen Basis für die Zuverlässigkeitsdaten der Komponenten beruhen, ist es notwendig, die werkspezifischen Ausfallraten periodisch zu aktualisieren. Dazu ist ein taugliches Konzept für die Datenerhebung aller im PSA-Modell verwendeten Komponenten zu entwickeln und der HSK bis Ende März 2000 einzureichen. (Kap. 7.1.5)
2. Die nächste PSA ist bis Mitte 2003 zu aktualisieren. Danach ist eine Aktualisierung der PSA periodisch alle 5 Jahre vorzunehmen. (Kap. 7.4)
3. Für die Aktualisierung der PSA im Jahre 2003 sind folgende Arbeiten durchzuführen:
 - a. Die Erfolgskriterien sind zu überarbeiten und durch entsprechende thermohydraulische Analysen zu dokumentieren. Dabei ist insbesondere die Übereinstimmung zwischen der Stufe-1 und der Stufe-2 Analyse zu beachten. (Kap. 7.1.4)
 - b. Die KKG-spezifische Brandausbreitungsanalyse ist bei der nächsten Aktualisierung der PSA zu vervollständigen. (Kap. 7.1.3)
 - c. Die in Zusammenarbeit mit dem PSI unternommene Neubestimmung der Fehlerwahrscheinlichkeiten von Operateurhandlungen mit anderen als in der GPSA verwendeten Methoden soll auf sämtliche wichtige Operateurhandlungen des PSA-Modells ausgedehnt werden. Sollte dabei der Risikobeitrag (Beitrag zur CDF) der Operateurhandlungen insgesamt, oder der Risikobeitrag einzelner Unfallsequenzen deutlich zunehmen, so sind entsprechende risikoreduzierende Massnahmen vorzuschlagen. Im Hinblick auf die Bewertung von Massnahmen zur Beherrschung und Linderung schwerer Unfälle (SAMG) sollen Notfallmassnahmen des Notfallhandbuchs (NHB) und die darin enthaltenen Operateurhandlungen in die GPSA integriert werden. Die Kommentare aus der qualitativen HSK/PSI Begutachtung sind, soweit noch zutreffend, bei der Aktualisierung der PSA zu berücksichtigen. (Kap. 7.1.6)
 - d. Die Quantifizierung des Containment Event Trees (CET) ist bei der Aktualisierung der PSA-Studie vermehrt auf anlagenspezifische Analysen abzustützen. (Kap. 7.2.3.1)
 - e. Das GPSA-Vorgehen zur Bestimmung der Quellterme entspricht nicht dem Stand der Technik und muss bei der Aktualisierung der PSA-Studie verbessert werden. (Kap. 7.2.4)

10.3 PENDENZEN

In diesem Kapitel sind die Verbesserungsmassnahmen, die KKG im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung bereits eingeleitet hat, die aber bei Fertigstellung des vorliegenden Berichtes noch nicht abgeschlossen waren, als Pendenzen zusammenfassend dargestellt.

10.3.1 Technik

1. In den schweizerischen KKW werden Qualifizierungen von zerstörungsfreien Prüfverfahren für sicherheitsklassierte drucktragende Komponenten und von Prüfern nach Priorität durchzuführen sein. Die Priorität muss sich nach der Bedeutung der Prüfung für die Sicherheit und nach dem Grad bestehender und dokumentierter Qualifikationen richten. KKG wird unter diesen Aspekten den Qualifizierungsbedarf für die im KKG durchgeführten Wiederholungsprüfungen ermitteln und die HSK von dem Ergebnis bis Ende 1999 in Kenntnis zu setzen.
Nach Vorliegen einer Richtlinie zur Art und Weise der vorzunehmenden Qualifizierungen für Schweizer KKW wird KKG mit entsprechenden Qualifizierungsarbeiten beginnen. (Kap. 4.5.1)
2. KKG wird die Einteilung von Systemen und Komponenten der Sicherheitsklasse 2 in die Kategorien 2.1 und 2.2 entsprechend dem Anliegen der NE-14 auf Übereinstimmung mit dem Stand von Wissenschaft und Technik überprüfen. Diese Überprüfung wird im Rahmen der Überarbeitung der Komponentenprüfpläne über das laufende 10-Jahres-Intervall der Wiederholungsprüfungen durchgeführt werden. Die HSK empfiehlt dabei die Gesichtspunkte des Alterungsüberwachungsprogramms zu berücksichtigen. (Kap. 4.5.1)
3. KKG arbeitet gegenwärtig an der Vervollständigung des Alterungsüberwachungsprogramms. Die HSK erwartet, dass KKG die folgenden AÜP-Dokumente erarbeitet und der HSK einreicht (Kap. 4.5.3):
 - a. bis Ende 1999 das noch ausstehende AÜP-Dokument für die Dampferzeuger (SK1),
 - b. bis Ende 2000 die AÜP-Dokumente für die SK1 Armaturen und Rohrleitungen (mit Ausnahme des bereits eingereichten Steckbriefes für die Hauptkühlmittelleitung),
 - c. bis Mitte 2000 das Alterungsüberwachungsprogramm für das Stahl-Containment (SK 2),
 - d. bis Mitte 2000 eine QS-Verfahrensvorschrift zur Alterungsüberwachung,
 - e. bis Ende 2000 die für die Bautechnik vereinbarten Steckbriefe,
 - f. bis Mitte 2000 einen konkreten Plan für die Vorgehensweise bei der Alterungsüberwachung für die Komponenten der SK2 und 3 sowie weiterer sicherheitsrelevanter Komponenten unter Berücksichtigung einer innerhalb der GSKL abgestimmte Vorgehensweise,
 - g. bis Ende 2000 ein systematisches, KKG-spezifisches Alterungsüberwachungsprogramm für die Elektrotechnik und für die 1E-Komponenten innerhalb des Reaktorgebäudes die erforderlichen Steckbriefe.
4. Zur Überprüfung des Verankerungskonzeptes durch die HSK und der Ergebnisse der bisher durchgeführten Wiederholungsprüfungen wird KKG der HSK bis Juni 2000 einen Untersuchungsbericht vorlegen. (Kap. 5.2.3)
5. KKG wird bis Mitte 2000 eine Stellungnahme zur Zweckmässigkeit der Einführung eines dreidimensionalen Kernsimulator-Computerprogramms bei der Kernüberwachung erarbeiten und der HSK vorlegen. (Kap. 5.3.2)
6. KKG hat bis Ende März 2000 der HSK einen Vorschlag zu unterbreiten, wie die Abweichung zwischen den Annahmen beim Sicherheitsnachweis für die Brennelementstruktur bei

einem Kühlmittelverluststörfall und denjenigen gemäss Sicherheitsbericht für Kerneinbauten behoben werden kann. In diesem Zusammenhang hat KKG auch den Sicherheitsnachweis für die übrigen RDB-Einbauten unter Benützung moderner Rechenmethoden zu aktualisieren (Kap. 5.4).

7. KKG muss den sicherheitstechnischen Nachweis erbringen, dass gedämpfte Speisewasser-Rückschlagklappen nicht erforderlich sind und diesen bis Ende 1999 der HSK vorlegen. (Kap. 5.4).
8. Der Unbedenklichkeitsnachweis der Anzeige am YPS-Stutzen ist bis Ende 2001 zu erbringen. Andernfalls sind Massnahmen in Absprache mit der HSK einzuleiten. (Kap. 5.4)
9. Die gegenwärtige Klassierung der Ringraumabsaugung entspricht nur teilweise den Forderungen der HSK-Richtlinie R-06. KKG wird für dieses System der HSK bis Ende 2000 eine angepasste Komponentenliste einreichen. (Kap. 5.5.6).
10. Die gegenwärtige Klassierung der Lüftungsanlagen entspricht nur teilweise den Forderungen der HSK-Richtlinie R-06. KKG wird für die betroffenen Lüftungsanlagen der HSK bis Ende 2000 einen Umklassierungsvorschlag unterbreiten (Kap. 5.8.3)
11. KKG wird eine Liste der elektrischen Komponenten (1E-Komponentenliste), die für Sicherheitsfunktionen oder deren Bedienung und Überwachung dienen, gemäss HSK-Richtlinie R-31 aufstellen und der HSK bis Ende Juni 2000 übergeben. Dabei werden die Umgebungsbedingungen (Normal- und Störfall) am Einsatzort der 1E-Komponenten im Reaktorgebäude (Containment und Ringraum) dargestellt. Die Qualifikation der 1E-Komponenten wird durch KKG überprüft und die Qualifikationsnachweise werden der HSK übergeben (Kap. 5.14).

10.3.2 Technische Spezifikation, Störfallvorschriften, Notfallhandbuch und Qualitätssicherung

1. Der Sicherheitsbericht ist periodisch zu überprüfen (alle zwei Jahre) und bei Bedarf zu aktualisieren. (Kap. 1)
2. KKG hat vorgesehen, dass das QM-System bis im Frühjahr 2000 betriebsbereit sein wird. Die HSK erwartet, dass bis zu diesem Zeitpunkt die Dokumentation des Systems vollständig vorliegt, dass die organisatorischen Strukturen etabliert und die Inhaber von Q-relevanten Funktionen entsprechend ihrer Aufgaben ausgebildet sind. Nach der erfolgreichen Durchführung von Audits und der Umsetzung der dabei festgestellten Abweichungen werden für die HSK die Voraussetzungen für den Abschluss der Pendenz erfüllt sein. (Kap. 4.1)
3. KKG hat Defizite im BHB und NHB erkannt und eine grundlegende Überarbeitung eingeleitet. Im Zusammenhang mit der Anpassung der Technischen Spezifikation erwartet die HSK ein eigenständiges Dokument, welches unabhängig von den Betriebsvorschriften sein soll. Die Störfallvorschriften sind zu verbessern. KKG legt dazu ein Konzept bis März 2000 vor. Der Termin für die Umsetzung des Konzeptes wird im Rahmen der Konzeptüberprüfung festgelegt.

Bei dieser Überarbeitung sind die folgenden Aspekte zu berücksichtigen (Kap. 4.3):

- a. Es sind spezifische Ausfallkriterien für Sicherheitssysteme und deren Komponenten in die Technischen Spezifikationen aufzunehmen, d.h. konkrete Angaben über Parame-

ter, ab wann ein Sicherheitssystem resp. eine Komponente als unverfügbar anzusehen ist.

- b. Die Technischen Spezifikationen sind hinsichtlich des Vorhandenseins von Vorgaben zur Korrektur einer festgestellten Abweichung zu überprüfen. Dort wo Lücken festgestellt werden, sind die Technischen Spezifikationen um entsprechende Vorschriften zu ergänzen und es sind Kontrollmassnahmen festzulegen.
- c. Alle Reaktorzustände, die vom Normalzustand abweichen und geänderte Schutzeinstellungen erfordern, sind in die Technischen Spezifikationen aufzunehmen.
- d. Dem Personal ist bei der Störfalldiagnose bzw. bei der Identifikation des Störfalltyps in den Störfallvorschriften eine bessere Hilfestellung, z.B. durch Störfallentscheidungsbäume, zu geben.
- e. Die Schutzzielüberwachung ist im Betriebshandbuch (BHB) zu integrieren.
- f. Die Darstellungsart und Schreibweise des BHBs ist zu verbessern.
- g. In den Störfallvorschriften sind dort, wo Komponentenfehler den Störungsablauf völlig verändern oder den Anlagenzustand verschlimmern können, Angaben zu machen, wie der neue Zustand am günstigsten bewältigt werden kann. Es sollen auch alle Übergänge zum Notfallhandbuch (NHB) angegeben werden.
- h. Der Notstromfall ist in die relevanten ereignisorientierten Störfallvorschriften (BHB Teil 3) zu integrieren.
- i. Die vorgesehenen Massnahmen zur Wiederherstellung einer Anspeisung der Notstromschienen von einer externen Stromversorgung bei seltenen externen Ereignissen sind in das Notfallhandbuch aufzunehmen.
- j. In die Technischen Spezifikationen des KKG ist eine Festlegung zur Begrenzung der Betriebszeit aufzunehmen, falls ein festgelegter Grenzwert für die Reaktorkühlmittelaktivität erreicht wird.

10.3.3 Strahlenschutz

1. KKG hat das vorhandene Störfallprobenahmesystem (PASS) schrittweise zu verbessern. Dazu sind die folgenden Aktivitäten durchzuführen (Kap. 5.18):
 - a. Für das vorhandene Störfallprobenahmesystem (PASS) sind Betriebsvorschriften (Einbindung in das Betriebshandbuch, in die Notfallvorschriften und den Sicherheitsbericht) auszuarbeiten und Funktionskontrollen durchzuführen. Die Massnahmen sind bis Mitte 2000 durchzuführen.
 - b. Die Probenahme aus der Hydrosphäre des Containments bei einem Störfall (Wasser-PASS) ist hinsichtlich seiner Leistungsfähigkeit zu bewerten. Insbesondere ist die Repräsentativität der Probenahme nachzuweisen. Diese Massnahmen sind bis Mitte 2000 durchzuführen.
 - c. Die bestehende Probenahme für Edelgase aus der Atmosphäre des Containments bei einem Störfall (Luft-PASS) ist hinsichtlich seiner Störfallfestigkeit bis Ende 1999 zu bewerten und gegebenenfalls bis Ende 2000 zu ertüchtigen. Dabei sind die folgenden Anforderungen zu berücksichtigen:

- Das System muss bis und mit der zweiten Sicherheitsbehälterabschlussarmatur die Containmentspezifikationen einhalten,
 - Die übrigen Systemteile ausserhalb des Containments müssen gemäss Sicherheitsklasse 4 und OBE (Erdbebenklasse 2) sowie 0E gemäss HSK-R-06 ausgelegt sein,
 - Allgemein muss die Funktion des Systems bei variablen Drücken (von Normaldruck bis Auslegungsdruck der Berstscheibe des Containment-Druckentlastungssystems) und variablen Temperaturen garantiert sein.
2. Die Probenahme bei Unfällen wird durch KKG weiter verbessert. Dazu werden die folgenden Aktivitäten durchgeführt (Kap. 5.18):
 - a. Ertüchtigung der Probenahmestelle zur Bilanzierung der Jod- und Aerosolabgaben im Gesamtfortluftkanal, so dass auch während eines Störfalls eine Probenahme mit nuklidspezifischer Laborauswertung im Stundentakt möglich ist. Diese Massnahme ist bis Mitte 2000 umzusetzen.
 - b. Der Unterausschuss für Kernenergie (UAK) hat auf Empfehlung der Gesellschaft der Kernkraftwerksleiter (GSKL) beim Paul Scherrer Institut die Entwicklung eines Probenahmesystems zur stündlichen Bilanzierung der Jod- und Aerosolabgaben während einer Containment-Druckentlastung in Auftrag gegeben. Das Projekt wird durch die Arbeitsgruppe „Emissionsmessung beim Venting“ betreut. Die Arbeitsgruppe besteht aus zwei Vertretern der Kernkraftwerke und drei Vertretern der HSK. Sollte die Entwicklung dieses Systems erfolgreich verlaufen und wird dieses System von der Arbeitsgruppe zum Einbau empfohlen, so wird KKG den Einbau dieses Systems vorsehen.
 3. Das Nuklidgemisch der Edelgasabgaben mit der Kaminfortluft muss bestimmt werden, wenn die Edelgasabgaben bei einer Toleranzzeit von 24 Stunden einen Wert von $1 \cdot 10^6$ Bq/m³ erreichen. Bei der anschliessenden Bilanzierung der Edelgasabgaben ist dieser Nuklidvektor zu benützen. Dieses Vorgehen wird durch KKG in entsprechenden Vorschriften (Strahlenschutzhandbuch oder BHB) umgesetzt. (Kap. 5.18)
 4. In Ergänzung des Abgabereglements der HSK wird KKG die Bilanzierung von Kohlenstoff-14 und des Tritiums in der Kaminfortluft während einem Jahr vornehmen. Diese Messungen sind bis Ende 2001 abzuschliessen. (Kap. 5.18)

10.3.4 Notfallorganisation

1. Durch KKG wird ein radiologisch geschützter Ersatznotfallraum festgelegt, der entsprechend den Anforderungen der HSK E-04 ausgestattet wird. Dazu wird der HSK im Februar 2000 ein Konzept eingereicht. (Kap. 8.5)
2. Die Arbeiten zur Ermittlung der Strahlenbelastung des Personals durch luftgetragene Aktivität in wichtigen Bereichen der Anlage bei schweren Unfällen (z.B. Notfallraum, Hauptkommandoraum und für den vorgesehenen Ersatznotfallraum) werden seitens KKG bis Ende Januar 2000 abgeschlossen. Die Ergebnisse werden der HSK eingereicht. (Kap. 8.5)
3. Bis zur nächsten Notfallübung im Dezember 1999 plant KKG eine verbesserte Lösung in Bezug auf die Signalisation einer Kontaktaufnahme über das KKW-Mietleitungsnetz im Hauptkommandoraum einzuführen. Gegebenenfalls wird ein Endgerät des KKW-Mietleitungsnetzes im Hauptkommandoraum installiert werden. (Kap. 8.5).

4. Die Notfallausbildung der Belegschaft soll mit Hilfe eines Ausbildungsplanes systematisiert werden. Dieser wird bis Ende 1999 erstellt und der HSK zur Kenntnis gegeben. Im Ausbildungsplan werden Massnahmen zur Vertiefung der Kenntnisse über den Ablauf schwerer Unfälle auf Basis der anlagenspezifischen PSA wie auch eine Schulung in Stabsarbeit für die Mitglieder des Notfallstabes und für Pickettingenieure vorgesehen. (Kap. 8.5)

10.3.5 Ausbildung und Organisation

1. Die Arbeitsweise des Internen Sicherheitsausschusses ist hinsichtlich der Möglichkeit des Einbezugs eines externen Experten durch KKG zu überprüfen. Die HSK erhält dazu bis Ende 2000 eine Stellungnahme. (Kap. 4.1)
2. KKG wird im Zusammenhang mit der Überarbeitung der Verfahrensvorschrift Vorkommnisauswertung organisatorische Regelungen für eine systematische Untersuchung von Beinahe-Ereignissen treffen und diese Regelung bis Ende 1999 der HSK zur Kenntnis übergeben. (Kap. 4.1)

10.3.6 Störfallanalysen

1. Für Bestimmung der Folgen des Bruchs einer Leitung des Not- und Nachkühlsystems (TH) im Ringraum während des Nachkühlbetriebs wird KKG eine Aufgabenstellung erarbeiten und der HSK einreichen. Auf der Basis einer von der HSK akzeptierten Aufgabenstellung wird anschliessend KKG eine Störfallanalyse durchführen. (Kap. 6.2.5)
2. Die radiologischen Folgen eines Sicherheitserdbebens werden durch KKG auf der Basis einer von der HSK akzeptierten Arbeitsgrundlage untersucht und beurteilt. (Kap. 6.3)

10.3.7 Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA)

1. Die Erdbebenanalyse der GPSA wird bis Ende 1999 überarbeitet und der HSK eingereicht. Bei der Auswahl der untersuchten Komponenten wird berücksichtigt, dass in den nächsten Jahren die Erdbebengefährdung neu bestimmt werden muss und die GPSA nach Vorliegen der neuen - eventuell höheren - Gefährdung zu requantifizieren ist. (Kap. 7.1.3)

Würenlingen, den 25. November 1999

HAUPTABTEILUNG FÜR DIE SICHERHEIT
DER KERNANLAGEN

Der Direktor

Dr. Serge Prêtre

ANHANG: ABKÜRZUNGEN

AM	Accident Management
ASME	American Society of Mechanical Engineers
ANS	American Nuclear Society
ANSI	American National Standards Institute
ASK	Abteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (Vorläufer der HSK)
AtG	Atomgesetz
ATWS	Anticipated Transient without Scram Transiente mit postuliertem Versagen der Reaktorschnellabschaltung
AÜP	Alterungsüberwachungsprogramm
BE	Brennelement
BEGEM A	Begrenzungsmeldeanlage
BFE	Bundesamt für Energie
BHB	Betriebshandbuch
BS	Brennstab
CCF	Common Cause Failure
CCDF	Complementary Cumulative Distribution Function Komplementäre Häufigkeitsverteilungsfunktion
CDF	Core Damage Frequency Kernschadenshäufigkeit
CET	Containment Event Tree Containment Ereignisbaum
CFR	Code of Federal Regulations (USA)
DCH	Direct Containment Heating Direkte Containment-Aufheizung durch Kernschmelzfragmente
DDT	Deflagration to Detonation Transition Übergang von Deflagration zu Detonation
DH	Druckhalter
DE	Dampferzeuger
DNB	Departure from Nucleate Boiling Übergang zum Filmsieden
DWR	Druckwasserreaktor
EAWAG	Eidgenössische Anstalt für Wasserversorgung, Abwasserreinigung und Gewässerschutz
ENIQ	European Network for Inspection Qualification
EW-3	Einwirkungen Dritter
EVED	Eidg. Verkehrs- und Energiedepartement (heute UVEK)
FD	Frischdampf

GPSA	Gösgen PSA
GSKL	Gruppe der Schweizerischen Kernkraftwerksleiter
HD	Hochdruck
HKMP	Hauptkühlmittelpumpe
HSK	Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen
IAEA	International Atomic Energy Agency Internationale Atomenergieorganisation
IEEE	Institute of Electrical and Electronics Engineers
INES	International Nuclear Event Scale Internationale Bewertungsskala für bedeutsame Ereignisse in Kernkraftwerken
INSAG	International Nuclear Safety Advisory Group (der IAEA)
IRA	Institut de Radiophysique Appliquée
ISA	Interner Sicherheitsausschuss
KKG	Kernkraftwerk Gösgen
KKL	Kernkraftwerk Leibstadt
KKW	Kernkraftwerk
KMD	Kühlmitteldruck
KMV	Kühlmittelverlust
KSA	Eidgenössische Kommission für die Sicherheit von Kernanlagen
KTA	Kerntechnischer Ausschuss (BRD)
LOCA	Loss of Coolant Accident Kühlmittelverluststörfall
LVÜ	Leistungs-Verteilungs-Überwachung
MOX	Mischoxid
NAGRA	Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle
NAZ	Nationale Alarmzentrale
ND	Niederdruck
NHB	Notfallhandbuch
NRC	Nuclear Regulatory Commission Nukleare Sicherheitsbehörde der USA
PASS	Post Accident Sampling System Nachunfall-Probenahmesystem
PDS	Plant Damage State Anlageschadenzustand
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
R	Richtlinie (der HSK)
RABE	Rasches Alarmsystem für die Bevölkerung
RDB	Reaktordruckbehälter

RESA	Reaktorschnellabschaltung
RELEB	Reaktorleistungsbegrenzung
RKM	Reaktorkühlmittel
SiV	Sicherheitsventil
STEB	Stabeinfahrbegrenzung
STEW	Stabeinwurfschaltung
StSG	Strahlenschutzgesetz
StSV	Strahlenschutzverordnung
SUeR	Sektion Überwachung der Radioaktivität (BAG)
SVTI	Schweizerischer Verein für Technische Inspektionen (vormals SVDB)
TLD	Thermolumineszenz-Dosimeter
TS	Technische Spezifikationen
TUSA	Turbinenschnellabschaltung
UVEK	Eidgenössisches Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation
ZWILAG	ZWILAG Zwischenlager Würenlingen AG
ZZL	Zentrales Zwischenlager der ZWILAG