
POSITIONAL REPORT

**Compilation of Plant-internal
Accident Management Measures
and Correspondence Check with
KTA Safety Standards**

Editor: Gerhard Roos

BUNDESAMT FUER STRAHLENSCHUTZ
P.O.Box 10 01 49
D-38201 Salzgitter

Telephone: +49-5341-188-0
Telefax +49-5341-188-188

SECRETARIAT OF THE NUCLEAR SAFETY STANDARDS COMMISSION (KTA)

Seesener Strasse 9
D-38239 Salzgitter

Telephone: +49-5341-225-205
Telefax: +49-5341-225-225



**Nuclear Safety Standards
Commission**

POSITIONAL REPORT

**Compilation of Plant-internal
Accident Management Measures
and Correspondence Check with
KTA Safety Standards**

Salzgitter, June, 1997

KTA-GS-66

Inhaltsverzeichnis

Table of Contents

Einleitung	Introduction	1
1 Grundsätzliches	1 Basic Principles	2
2 Vorhandene Aussagen in Richtlinien, Empfehlungen und Regeln	2 Existing Specifications in Guidelines, Recommendations and Safety Standards	8
3 Existierende Nachrüstungen in deutschen Kernkraftwerken	3 Backfitting Measures Performed in German Nuclear Power Plants	15
4 Einordnung der Aussagen, der Hardware und der betroffenen KTA-Regeln in die schutzzielorientierte Gliederung	4 Correlation of Specifications, Hardware Measures and Corresponding KTA Safety Standards to the Structure of the Protection Goal Concept	18
5 Kommentar	5 Commentary	21
6 Formelle Behandlung von anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen in KTA-Regeln	6 Formal Treatment of Plant-internal Management Measures in KTA Safety Standards	29
7 Zusammenfassung und Vorschlag	7 Summary and Suggestions	31
8 Literatur	8 Literature	32
Anhang A Fragestellungen aus der Forschung	Appendix A Issues Raised in the Course of Research Activities	35
Anhang B Originaltexte aus Regeln, Richtlinien und Empfehlungen	Appendix B Literal Texts of Safety Standards, Guidelines and Recommendations	43

Einleitung

Unter "anlageninternem Notfallschutz" wird die Gesamtheit aller Maßnahmen verstanden, die in einem Kernkraftwerk ergriffen werden, um auslegungsüberschreitende Ereignisabläufe, d.h. nicht vorgesehene bzw. nicht auslegungsgemäß beherrschte Anlagenzustände oder Ereignisabläufe möglichst frühzeitig zu erkennen, zu kontrollieren und in ihren möglichen Auswirkungen innerhalb und außerhalb der Anlage wirksam zu begrenzen.

Grundsätzlich sind in den KTA-Regeln bisher Maßnahmen zum anlageninternen Notfallschutz nicht aufgenommen worden. In der 2. Sitzung des Unterausschusses Programm und Grundsatzfragen am 16.02.1993 in Hannover und erneut auf der 47. Sitzung des Kerntechnischen Ausschusses am 05.07.1993 in Köln wurde die KTA Geschäftsstelle beauftragt, ein Grundlagenpapier zu Fragen des anlageninternen Notfallschutzes zu erstellen.

Dieses Grundlagenpapier soll neben einer Faktensammlung (Hard- und Softwaremaßnahmen) einen Strukturvorschlag (Rasterpapier) zur Prüfung und Bewertung der anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen enthalten.

Der hier vorliegende Bericht stellt die bisher vorhandenen Aussagen zum anlageninternen Notfallschutz zusammen, listet die existierende Hardware der deutschen Kernkraftwerke auf und ordnet beides in die Struktur der schutzzielorientierten Gliederung des Regelwerkes ein. Danach folgen Kommentare zu den jeweiligen Maßnahmen und Aussagen über die Regelbarkeit im Sinne des KTA.

Im Anhang sind die Originaltexte der zitierten behördlichen Aussagen zu anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen zusammengestellt.

Introduction

"Plant-internal accident management" is understood to comprise all measures taken in a nuclear power plant for events beyond the design basis with respect to their early detection, their control and the effective mitigation of their effects within and outside of the plant. Events beyond the design basis are unforeseen plant conditions or incident procedures that are not kept under control by design measures.

The KTA safety standards basically do not contain any regulations regarding plant-internal accident management measures. The Committee on Program and Basic Questions during its second session on Feb. 16, 1993, in Hanover and, later, the KTA in its 47th session on July 5, 1993, charged the KTA Secretariat with the task of preparing a positional report on plant-internal accident management measures.

Accordingly, in addition to a simple presentation of facts (hardware and software measures), this positional report should suggest a structural approach (check list) for the examination and evaluation of the plant-internal accident management measures.

The present report presents a compilation of the available information on plant-internal accident management measures, as well as a list of the existing hardware solutions in German nuclear power plants and correlates both to the protection-goal oriented structure of the KTA safety standards. This is followed by comments on the respective accident management measures and by comments regarding their possible standardization by the KTA.

Appendix B contains the literal text of the referenced legal documents regarding plant-internal accident management measures.

1 Grundsätzliches

1.1 Ausgangslage

Im Atomgesetz wird in § 7 Abs. (2) Nr. 3 u.a. ausgeführt, daß die Genehmigung zur Errichtung und zum Betrieb einer Anlage zur Spaltung von Kernbrennstoffen nur erteilt werden darf, wenn "die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist".

In den atomrechtlichen Genehmigungsverfahren wird zwischen Maßnahmen zur Schadensvorsorge (Gefahrenabwehr und Risikovorsorge) und Maßnahmen jenseits der Schadensvorsorge (weitere Risikovorsorge: Risikominimierung und Ergänzung Notfallschutzplanung) unterschieden.

Zur Einteilung der Anlagenzustände eines Kernkraftwerkes hat sich die Unterscheidung in vier Ebenen bewährt; diese vier Ebenen sind in Abb. 1 skizziert.

1 Basic Principles

1.1 Initial Situation

Section 7 para. 2 no. 3 of the Atomic Energy Act specifies that a license for the construction and operation of a facility for the fission of nuclear fuel may only be issued, provided, "the precautions in accordance with the state of science and technology are taken against the damages arising from the construction and operation of the facility".

The nuclear licensing procedures have differentiated between measures related to damage precautions (hazard protection and risk reduction) and measures beyond damage precautions (further risk precautions: risk minimization supplemented by planned measures regarding accident management).

The plant conditions of a nuclear power plant have successfully been classified in four specific levels; these four levels are shown Figure 1.

Plant Condition Levels		
1	Normal operation	specified normal operation
2	Abnormal operation	
3	(design basis) incidents	
4a	Extremely seldom events	
4b	Events beyond the design basis	

Figure 1: Classification of the Plant Condition Levels

Der Normalbetrieb und der anomale Betrieb (zusammen: bestimmungsgemäßer Betrieb, inkl. Instandhaltung) stellen die beiden ersten Ebenen dar.

Gemäß den Forderungen des Atomgesetzes werden Kernkraftwerke gegen unterstellte Störfälle ausgelegt (Auslegungsstörfälle, gem. Störfall-Leitlinien für Druckwasserreaktoren (18.10.1983)), diese Auslegungsstörfälle entsprechen Zustandsebene 3 (zu betrachtende Gesichtspunkte der Störfall-Leitlinien:

- RA (radiologisch repräsentative Störfälle, radiologische Auswirkungen sind zu berechnen),
- AS (Auslegung von Sicherheitseinrichtungen und Gegenmaßnahmen),
- SI (Auslegung auf Standsicherheit und Integrität)).

Normal operation and abnormal operation (together they compose specified normal operation including maintenance) constitute the first two levels.

In accordance with the requirements of the Atomic Energy Act, nuclear power plants are designed against presumed incidents (design-basis incidents as specified in the Incident Guidelines for Pressurized Water Reactors (Oct. 18, 1983)). These constitute Plant Condition Level 3. In accordance with the Incident Guidelines, the following aspects must be considered regarding these events:

- RA radiologically representative incidents; the radiological effects are to be determined analytically,
- AS design and construction of safety systems and countermeasures,
- SI design and construction with regard to stability and mechanical integrity.

Weiterhin werden in den Störfall-Leitlinien für Druckwasserreaktoren Ereignisse (Gesichtspunkte

VO (Vorsorgemaßnahmen sind getroffen, daher ist Störfallanalyse nicht erforderlich))

angegeben, für die eine Störfallanalyse nicht erforderlich ist, sehr wohl aber Vorsorgemaßnahmen zu treffen sind. Diese sind ebenfalls der Ebene 3 zugeordnet.

Darüber hinaus werden in den „Störfall-Leitlinien für Druckwassereaktoren“ sehr seltene Ereignisse angesprochen, die wegen ihres geringen Risikos keine Auslegungsstörfälle sind. Maßnahmen gegen diese sehr seltenen Ereignisse (z.B. Flugzeugabsturz, äußere Einwirkungen gefährlicher Stoffe, äußere Druckwellen aus chemischen Reaktionen, äußere Einwirkungen von Mehrblockanlagen, Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS)) dienen der Risikominimierung; sie werden gemäß den Sicherheitskriterien, Richtlinien, RSK-Leitlinien und KTA-Regeln getroffen. Diese sehr seltenen Ereignisse werden in diesem Bericht als Ebene 4a bezeichnet.

In den vergangenen Jahren wurden darüber hinaus - ausgelöst vor allem durch die Reaktorunfälle in Three Mile Island und in Tschernobyl - auch auslegungsüberschreitende Ereignisse (Folgen hypothetischer Systemausfälle und Ausfallkombinationen) untersucht, die bei der Auslegung bislang nicht explizit berücksichtigt wurden. Diese hypothetischen Ereignisse werden in diesem Bericht als Ebene 4b bezeichnet.

Für diese hypothetischen Ereignisse wurden dann Notfallschutzmaßnahmen entwickelt, die sich wiederum in zwei Kategorien einteilen lassen, nämlich Maßnahmen, die der Schadensvorbeugung (Prävention) und Maßnahmen, die der Schadensbegrenzung (Mitigation) solcher hypothetischer auslegungsüberschreitender Ereignisse dienen.

Schadensvorbeugung (Prävention):

Bis zum Auftreten schwerwiegender Kernschädigungen hat das Wartpersonal die Möglichkeit zur Erkennung und Diagnose des Anlagenzustandes sowie für sicherheitsgerichtete Eingriffe. Die Fortentwicklung des Ereignisses zu einem Unfall soll dadurch verhindert werden.

Schadensbegrenzung (Mitigation):

Hauptziel der schadensmindernden bzw. schadensbegrenzenden Maßnahmen ist die Gewährleistung der Integrität des Sicherheitseinschlusses, zumindest jedoch soll ein Freisetzen von Spaltprodukten minimiert und kontrolliert werden können. Unmittelbar ist aber anzustreben, die beginnende Kernschmelze zu beenden und den geschädigten Kern langfristig im Reaktordruckbehälter einzuschließen.

Furthermore, the Incident Guidelines for Pressurized Water Reactors specify events for which

VO preventive measures are taken, therefore no incident analysis is needed

applies, i.e., although an incident **analysis** is not required preventive measures must nonetheless be taken. These latter events are also grouped in Plant Condition Level 3.

The Incident Guidelines for Pressurized Water Reactors, furthermore, deals with extremely seldom events which, on account of their low probability of occurrence are not design-basis incidents. Any measures taken to counter these extremely seldom events (e.g., **aircraft crash**, external impacts from dangerous materials, external **pressure waves** from chemical reactions, external events from multi-unit power plants, operational transients with a presumed failure of the reactor trip system (ATWS)) serve to minimize the risk; they are taken to comply with the Safety Criteria, legal guidelines, RSK-Guidelines and KTA safety standards. In this report these extremely seldom events are grouped in Level 4a.

In the past years - following the reactor accidents on Three Mile Island and in Chernobyl - certain events beyond the design basis (as a result of hypothetical system failures and failure combinations) were analyzed which, until then, had not been explicitly taken into consideration. In this report, these hypothetical events are grouped in Level 4b.

Two categories of accident management measures were then developed for these hypothetical events, namely, those serving to **prevent damages** (Prevention) and those serving to **mitigate damages** (Mitigation) in case of the occurrence of these hypothetical events beyond the design basis.

Damage Prevention:

The time elapsed before a serious core damage occurs permits the operating personnel in the main control room to determine and diagnose the plant condition and to take safety oriented actions. These actions are to be taken to prevent the event from developing into a serious accident.

Damage Mitigation:

Ultimate goal of the damage mitigating or damage limiting measures is to assure mechanical integrity of the safety enclosure. In the least, it should enable minimizing and keeping under control any release of fission products. The immediate goal is, however, to bring to an end the beginning core meltdown and to enclose the damaged core inside the reactor pressure vessel on a long-term basis.

Aus der Zusammenstellung der empfohlenen und z. T. bereits vorhandenen bzw. in Planung befindlichen Maßnahmen und der gegenwärtig diskutierten

The compilation of the suggested and partly implemented or planned measures and of the current research projects in discussion shows that, with respect to the existing nuclear

Forschungsvorhaben geht hervor, daß sich für die bestehenden Kernkraftwerke für die unmittelbare Zukunft kein weiterer Handlungsbedarf bezüglich anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen abzeichnet.

Für eine Regelung im Sinne des KTA ist darüber hinaus relevant, ob die Voraussetzungen des §2 der „Bekanntmachung über die Bildung eines Kerntechnischen Ausschusses“ erfüllt sind.

1.2 Abgrenzung

Wie in dem vorigen Kapitel dargestellt, wurden auch in der Vergangenheit bereits Ereignisse, die über die Auslegungstörfälle hinausgehen, berücksichtigt.

In den Störfall-Leitlinien für Druckwasserreaktoren (18.10.1983) wird festgestellt, daß die „sehr seltenen Ereignisse“

- Ereignisse infolge Flugzeugabsturzes,
- Ereignisse infolge äußerer Einwirkungen gefährlicher Stoffe,
- Ereignisse infolge äußerer Druckwellen aus chemischen Reaktionen,
- Ereignisse infolge äußerer Einwirkungen von Mehrblockanlagen,
- Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltssystems (ATWS)

wegen ihres geringen Risikos keine Auslegungstörfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV sind. Maßnahmen gegen diese Ereignisse dienen der Risikominimierung. Sie sind zum Teil im Regelwerk beschrieben, fallen aber nicht unter den Begriff des anlageninternen Notfallschutzes.

Sie werden ebenso wie der bestimmungsgemäße Betrieb und die Auslegungs-Störfälle in diesem Bericht nicht weiter behandelt.

Ebenfalls nicht behandelt wird im vorliegenden Grundlagenpapier der sogenannte „anlagenexterne Notfallschutz“ bzw. Katastrophenschutz. Hier sei z. B. auf die „Empfehlungen zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen“ (Bekanntmachung des BMI vom 27.12.1976) und das „Positionspapier der RSK zum anlageninternen Notfallschutz im Verhältnis zum anlagenexternen Katastrophenschutz“ (273. Sitzung der RSK am 09.12.1992, BAnz. 1993, Nr. 58) verwiesen.

Gegenstand dieses Berichts ist die Anlagenzustandsebene 4b (siehe Abb. 1), die Ebene der auslegungsüberschreitenden Ereignisse.

1.3 Ziel dieses Berichts

power plants, no further actions regarding plant-internal accident management measures are required in the immediate future.

Regarding the preparation of corresponding KTA safety standards, it must, furthermore, be shown whether or not the pre-requisites of Sec. 2 of the Official Bulletin on the Formation of a Nuclear Safety Standards Committee are fulfilled.

1.2 Definition of Scope

The previous chapter has shown that certain events going beyond the design-basis incidents were already considered in the past.

The Incident Guidelines for Pressurized Water Reactors (Oct. 18, 1983) constitute that the "extremely seldom events", i.e.

- events due to aircraft crash,
- events due to the external effects of dangerous materials,
- events due to external pressure waves from chemical reactions,
- events due to external effects from multi-unit power plants,
- operational transients with presumed failure of the reactor trip system (ATWS),

are not design-basis incidents in the terms of Sec. 28 no. 3 Radiological Protection Ordinance (StrlSchV) on account of their low probability of occurrence. Countermeasures taken regarding these events serve to minimize the risk. They do not come under the heading of plant-internal accident management measures, although some of the measures are described in standards.

Just as specified normal operation and the design basis incidents, the extremely seldom events shall not be taken into further consideration in this report.

Likewise outside the scope of this positional report are the so-called "plant-external accident management measures" or, rather, disaster control measures. These aspects are treated, e.g., in the Recommendations for the Planning of Accident Management Measures (Bulletin of the BMI, Dec. 27, 1976) and the RSK Positional Paper on Plant-internal Accident Management Measures with Respect to the Plant-external Disaster Control (273rd RSK-Session on Dec. 9, 1992, BAnz. No. 58, 1993).

Specifically addressed in this report is the Plant Condition Level 4b (see Figure 1), the level of events beyond the design basis.

1.3 Objective of this Report

In dem vorliegenden Bericht wird nun für hypothetische Ereignisse der Anlagenzustandsebene 4b und die dazugehörigen anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen eine vollständige Zusammenstellung der vorliegenden Aussagen in Regeln und Richtlinien und der in deutschen Kernkraftwerken realisierten Maßnahmen (Hardware und Software) vorgelegt.

Bei postulierten auslegungsüberschreitenden Ereignissen soll das Potential der von der Systemtechnik und ihrer Sicherheitsreserven in Kernkraftwerken zusätzlich gegebenen Möglichkeiten zur flexiblen Nutzung durch das Betriebspersonal im Sinne einer weiteren Erhöhung der Reaktorsicherheit ausgelotet werden, und diese Erkenntnisse systematisch in Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes umgesetzt werden.

Die Gliederung der Notfallschutzmaßnahmen erfolgt im Sinne des Schutzzielkonzeptes, das zur Zeit in Zusammenarbeit zwischen BfS und GRS erstellt wird.

Die schutzzielorientierte Gliederung des Regelwerks will die unverzichtbaren Kriterien und Forderungen zum angemessenen Schutz vor ionisierender Strahlung aus Kernkraftwerken trennen von detaillierten Ausführungsbeispielen und Maßnahmenbeschreibungen.

Dazu wird eine Zuordnung zu den vier Schutzzielen

Kontrolle der Reaktivität (R),
Kühlung der Brennelemente (K),
Einschluß der radioaktiven Stoffe (E) und
Begrenzung der Strahlenexposition (S)

sowie zu den schutzzielübergreifenden Anforderungen (Hilfsfunktionen) an

Zuverlässigkeit (ZV),
Gesamtanlage (GA),
Administration (AD),
Leittechnik (LT) und
Energie- u. Hilfsmedienversorgung (EM)

vorgenommen.

In Abb. 2 wird diese Struktur (aus „Schutzzielorientierte Gliederung des kerntechnischen Regelwerks; Übersicht über die unverzichtbaren Anforderungen“) schematisch dargestellt, die bisher zur Gliederung der Anlagenzustandsebenen 1 bis 4a verwendet wurde, und nun auch als Grundlage der Gliederung der Ebene 4b herangezogen werden soll.

Bei der Einordnung in die Gliederung des Schutzzielkonzeptes werden auch die KTA-Regeln aufgeführt, die der jeweilige Themenpunkt betreffen könnte.

Nach der Einordnung in die Schutzzielstruktur soll der Inhalt der einzelnen Zweige kurz kommentiert und bewertet werden.

Im Kapitel 6 schließlich wird ein Vorschlag unterbreitet, wie man die Behandlung von anlageninternen Notfall-

Regarding the hypothetical events of Plant Condition Level 4b and the corresponding plant-internal accident management measures, this report presents a complete compilation of the specifications in safety standards and guidelines and of the corresponding measures (both hardware and software) taken in German nuclear power plants.

Furthermore, the potential to further increase reactor safety of additional capabilities lying within the system technology and the safety reserves in nuclear power plants are investigated with respect to events beyond the design basis and their flexible use by the operating personnel; these findings are systematically converted into plant-internal accident management measures.

The hierarchical structure used for the accident management measures follows that of the protection goal concept for KTA safety standards presently being developed in a mutual project by BfS and GRS.

A protection-goal-oriented structuring of the KTA safety standards has the objective of differentiating between the indispensable criteria and requirements for an adequate protection from ionizing radiation from nuclear power plants on the one hand and the detailed design examples and descriptions of measures taken on the other.

This structure takes in account the following four protection goals

reactivity control (R),
fuel element cooling (F),
confinement of radioactive materials (C) and
limitation of radiation exposure (L)

as well as the requirements (auxiliary functions) embracing all protection goals, namely,

reliability (RY),
plant, general (PG),
administration (AD),
instrumentation and control (IC) and
energy and support media supply (ES).

This structure is shown schematically in Figure 2 (from "Protection-goal Oriented Structuring of the Nuclear Safety Standards; Overview of the Indispensable Requirements") as it was developed for Plant Condition Levels 1 through 4a and which, herein, shall be also applied to Plant Condition Level 4b.

When specifying the correlation to the protection-goal oriented structure, those KTA safety standards that could possibly concern the particular subject matter are also cited.

After having performed the correlation to the protection-goal oriented structure, the individual branches will be commented on and will be evaluated.

Chapter 6, finally, contains suggestions as to how the formal consideration of plant-internal accident management meas-

schutzmaßnahmen in KTA-Regeln behandeln könnte.

Kapitel 7 bildet die Zusammenfassung; es wird eine abschließende Empfehlung bezüglich der Behandlung von anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen im KTA-Regelwerk ausgesprochen.

Im Anhang A ist eine Zusammenstellung von Fragestellungen bezüglich möglicher Ereignisabläufe bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen aufgelistet, die im Rahmen von verschiedenen Forschungsvorhaben vorgeschlagen wurden, für die aber derzeit kein Handlungsbedarf gesehen wird.

Im Anhang B sind Originaltexte der zitierten behördlichen Aussagen zu anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen zusammengestellt.

ures could be handled in KTA safety standards.

Chapter 7 summarizes the report and in closing contains a recommendation regarding the handling of plant-internal accident management measures in KTA safety standards.

Appendix A presents a list of those issues with respect to possible event sequences during events beyond the design basis which were raised within the framework of various research projects for which, however, no immediate actions are required at the time being.

Appendix B contains the original text of the referenced legal documents regarding plant-internal accident management measures.

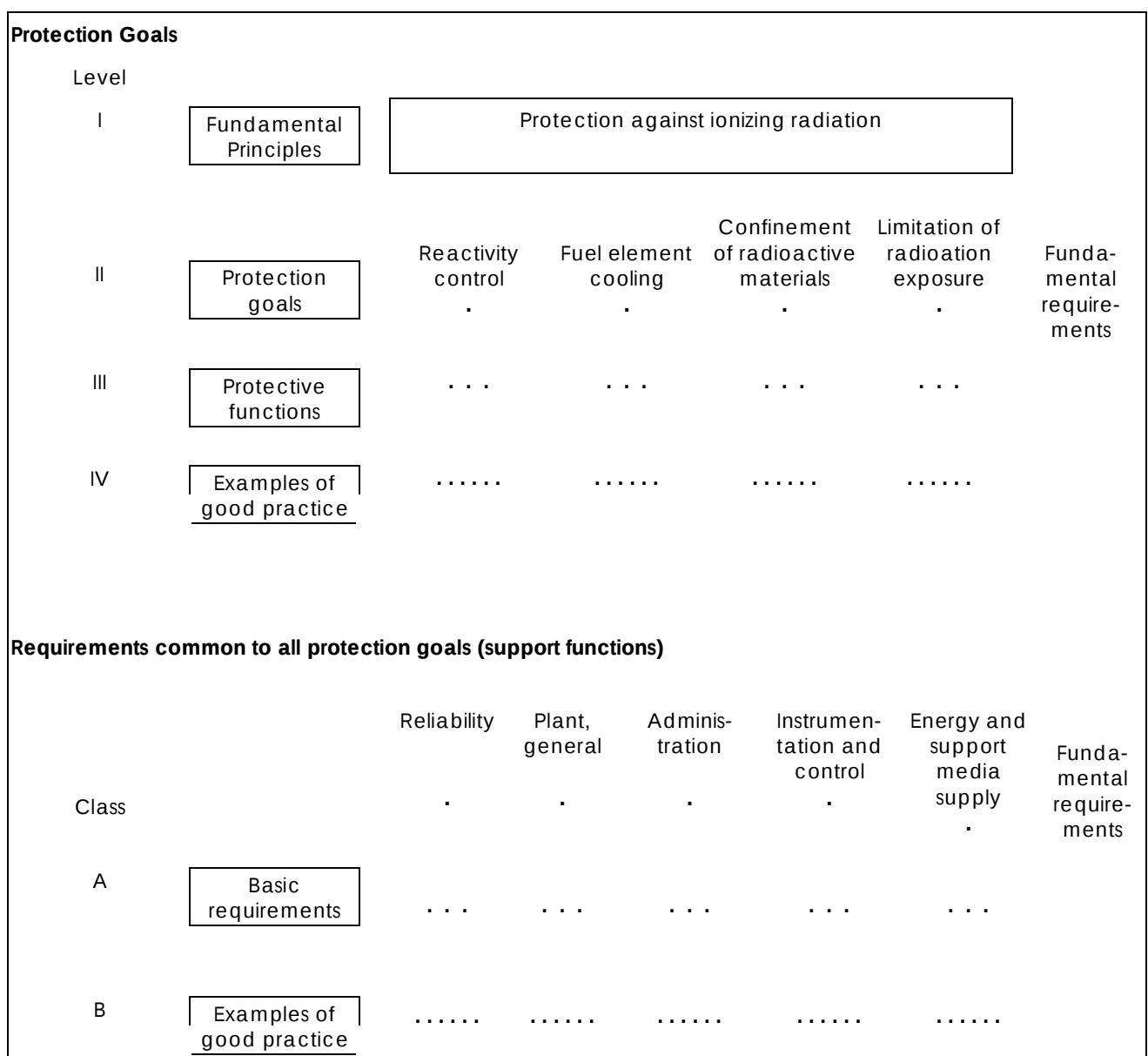


Figure 2: Protection-goal-oriented structure for nuclear safety regulations (protection goal concept)

2 Vorhandene Aussagen in Richtlinien, Empfehlungen und Regeln

Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz)

Grundlage für die Genehmigung der bestehenden Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen, die der Erzeugung von Elektrizität dienen, war das Atomgesetz vom 23. Dezember 1959 (BGBl. I S. 814) in der Fassung der Bekanntmachung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565).

Erst seit der letzten Änderung durch das Gesetz zur Sicherung des Einsatzes von Steinkohle in der Verstromung und zur Änderung des Atomgesetzes und des Stromeinspeisungsgesetzes vom 15. Juli 1994 (BGBl. II 1994, Nr. 46), werden „Ereignisse, deren Eintritt durch die zu treffende Vorsorge gegen Schäden praktisch ausgeschlossen ist“ behandelt:

§ 7, Absatz (2a)

(2a) Bei Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen, die der Erzeugung von Elektrizität dienen, gilt Absatz 2 Nr. 3 mit der Maßgabe, daß zur weiteren Vorsorge gegen Risiken für die Allgemeinheit die Genehmigung nur erteilt werden darf, wenn auf Grund der Beschaffenheit und des Betriebs der Anlage auch Ereignisse, deren Eintritt durch die zu treffende Vorsorge gegen Schäden praktisch ausgeschlossen ist, einschneidende Maßnahmen zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen außerhalb des abgeschlossenen Geländes der Anlage nicht erforderlich machen würden. Satz 1 gilt nicht für die Errichtung und den Betrieb von Anlagen, für die bis zum 31. Dezember 1993 eine Genehmigung oder Teilgenehmigung erteilt worden ist, sowie für wesentliche Veränderungen dieser Anlage oder ihres Betriebs.

....

Anmerkung der KTA-GS:

Diese Änderung ist aber - wie ausdrücklich in Satz 2 vermerkt - für bestehende Anlagen nicht relevant

2 Existing Specifications in Guidelines, Recommendations and Safety Standards

Act on the Peaceful Application of Nuclear Energy and the Protection Against its Hazards (Atomic Energy Act)

The Atomic Energy Act of Dec. 23, 1959 (BGBl. I, page 814) in the version of July 15, 1985 (BGBl. I, page 1565) was the basis for the licensing of the existing facilities for the fission of nuclear fuel used to produce electricity.

Only since its latest version promulgated in the "Act for Ensuring the Use of Hard Coal in Producing Electricity and for Amending the Atomic Energy Act, and the Power Supply and Connection Act" of July 15, 1994 (BGBl. II 1994, No. 46) events are being treated "the occurrence of which may be excluded due to the required precautions taken against damages":

Sec. 7 para. (2a) Atomic Energy Act:

"Para. 2 no. 3 applies to facilities for the fission of nuclear fuel to produce electricity under the condition that, with respect to further precautions against risks to the general public, a license may only be issued provided, on account of the design and operation of the facility even events the occurrence of which are practically excluded due to the required precautions taken against damages would not require drastic protective measures regarding the harmful effects of ionizing radiation outside the enclosed site of the facility. Sentence 1 does not apply to the design and operation of facilities for which a license or partial license has been issued prior to December 31, 1993, nor to essential changes of these facilities or of their operation.

....."

Comment by the KTA Secretariat:

This amendment (of the Atomic Energy Act) is **not relevant** to existing facilities, as explicitly stated in the second sentence.

Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke (21.10.1977) mit Interpretationen

Kriterium 5.2 Störfallinstrumentierung

Im Kernkraftwerk müssen Einrichtungen zur Messung und Registrierung vorhanden sein, die bei und nach Störfällen und bei unvorhersehbaren Ereignisabläufen

1. ausreichende Informationen über den Zustand der Anlage liefern, um die erforderlichen Schutzmaßnahmen für Personal und Anlage ergreifen zu können,
2. Hinweise auf den Verlauf geben und seine Dokumentation ermöglichen,
3. eine Abschätzung der Auswirkungen auf die Umgebung gestatten.

Safety Criteria for Nuclear Power Plants (Oct. 21, 1977) together with their interpretations

Criterion 5.2 Incident Instrumentation

The nuclear power plant shall be provided with measuring and recording equipment which, during and after incidents or unforeseeable events,

1. supplies sufficient information about the condition of the plant to enable taking necessary protective measures for staff and plant,
2. shows the course of events and enables its documentation,
3. enables estimating the impact on the environment.

Richtlinie zur Emissions- und Immissions-Überwachung kerntechnischer Anlagen (BMU, 19.08.1993)

....

2 Emissionsüberwachung

....

2.3 Störfall/Unfall

Die Überwachung von Ableitungen radioaktiver Stoffe nach Art und Aktivität ist auch im Störfall/Unfall sicherzustellen. Die dazu erforderlichen Messungen sind Grundlage für die Beurteilung, ob eine die Grenzwerte des § 45 StrlSchV übersteigende Strahlenexposition die Folge sein kann. Für eine schnelle Abschätzung der radiologischen Auswirkungen kann der Einsatz automatisch arbeitender Meßeinrichtungen angezeigt sein.

....

4 Immissionsüberwachung

....

4.4 Messungen im Störfall/Unfall

Auf der Grundlage vorbereiteter Störfallmeßprogramme sollen Genehmigungsinhaber und unabhängige Meßstellen

Guideline on the Monitoring and Surveillance of Emissions and Intromissions in Nuclear Facilities (BMU, Aug. 19, 1993)

....

2 Monitoring and Surveillance of Emissions

....

2.3 Incident / Accident

Monitoring and surveillance of the release of radioactive materials according to type and activity shall be ensured even in case of an incident or accident. The necessary measurements shall be the basis for the assessment of whether or not the subsequent radiation exposure will exceed the limit values in accordance with Sec. 45 StrlSchV. For a quick estimation of the radiological effects, automatic measuring and evaluation equipment may be employed.

....

4 Monitoring and Surveillance of Intromissions

....

4.4 Measurements During an Incident or Accident

On the basis of prepared incident measurement programs, the licensee and independent measurement organizations

Probeentnahme-, Meß- und Auswerteverfahren für den Störfall/Unfall im erforderlichen Umfang bereithalten und erproben. Die erforderlichen Messungen sind durch regelmäßige Meßfahrten der Genehmigungsinhaber und der unabhängigen Meßstellen an festgelegten Probeentnahme- und Meßpunkten des Störfallmeßprogramms einzuüben. Durchgeführte Übungen sind zu dokumentieren; eine Dokumentations- und Berichtspflicht für Übungsmeßergebnisse gemäß Abschnitt 5 besteht nicht.

Bei störfall-/unfallbedingten Emissionen (Ableitungen oder Freisetzungen) radioaktiver Stoffe sind vom Genehmigungsinhaber und den unabhängigen Meßstellen zunächst stichprobenartige Messungen in den möglichen Gefährdungsbereichen auf der Grundlage des Störfallmeßprogramms vorzunehmen. Bei Emissionen in die Luft sind

- vordringlich die Ortsdosisleistung und die Radioaktivitätskonzentration in der Luft zu ermitteln,
- danach die Radioaktivitätskonzentration im Niederschlag, die Ablagerung radioaktiver Stoffe auf der Bodenoberfläche sowie die spezifische Aktivität des Bewuchses, die Konzentration radioaktiver Stoffe in der Milch und im Oberflächenwasser.

Zusätzliche Überwachungsmaßnahmen im Störfall/Unfall richten sich nach der Lage des Einzelfalls.

...

should keep in readiness adequate and tested sampling, measurement and evaluation procedures for the case of incidents or accidents. The required measurements shall be regularly practiced in measurement excursions by the licensee and the independent measurement organizations to specified sampling and measurement points in accordance with the incident measurement program. The practice runs shall be documented; the results of the practice measurements are not required to be documented and reported in accordance with Sec. 5.

With respect to emissions (disposal or release) of radioactive materials on account of incidents or accidents, the licensee and the independent measurement organizations shall first perform random measurements based on the incident measurement program in the possible hazard areas. In the case of airborne emissions

- the local dose rate and the concentration of radioactivity of the atmosphere shall be determined with top priority,
- and then, the concentration of radioactivity in precipitation, the deposition of radioactive materials in the surface soil as well as the specific radioactivity of the plants, the concentration of radioactive materials in the milk and in the surface water.

Any additional monitoring and surveillance measures in the case of an incident or accident depend on the individual situation.

....

RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren

(3. Ausgabe vom 14.10.1981 mit späteren Änderungen)

....

25. Störfallinstrumentierung

25.1 Allgemeine Anforderungen

(1) Die Störfallinstrumentierung hat die Aufgabe, vor, während und nach

- einem Störfall oder
- einem Ereignis, das zu einer erhöhten Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Kernkraftwerksumgebung führen kann,

einen Überblick über den Betriebszustand zu ermöglichen und alle den Anlagenzustand beschreibenden wesentlichen Daten sowie die wichtigsten Wetterdaten anzuzeigen und zeitgerecht zu dokumentieren.

....

RSK-Guidelines for Pressurized Water Reactors

(3rd edition of Oct. 14, 1981, including later changes)

....

25. Incident Instrumentation

25.1 General Requirements

(1) The incident instrumentation has the tasks before, during and after

- an incident or
- an event that could lead to an increased release of radioactive materials into the environment of the nuclear power plant,

of enabling a survey of the operating state and of displaying and documenting in the correct time sequence all essential data describing the state of the plant as well as the most essential weather data.

....

25.3 Störfallfolgeinstrumentierung

25.3.1 Auslegung

(1) Die Störfallfolgeinstrumentierung ist so auszulegen, daß die Daten, die nach Eintreten

- eines Störfalls oder
- eines Ereignisses, das zu einer erhöhten Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Kernkraftwerksumgebung führen kann,

für die Beurteilung der Anlagensicherheit, der Wirksamkeit des Sicherheitssystems und für die Entscheidung über Notfallschutzmaßnahmen* eine entscheidende sicherheitstechnische Bedeutung haben, zuverlässig und ausreichend genau angezeigt und dokumentiert werden.

* Hinweis:

Um Notfallschutzmaßnahmen einleiten und durchführen zu können, ist neben der im Kap. 25 geforderten Störfallinstrumentierung innerhalb der Anlage eine rasche Durchführung von Messungen außerhalb der Anlage in der Kernkraftwerksumgebung sicherzustellen. (Siehe "Empfehlung zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken", verabschiedet im Länderausschuß für Atomkernenergie am 15. Und 16.06.1976.

.....

25.3 Post-incident Instrumentation

25.3.1 Design

(1) The post-incident instrumentation shall be designed such that, after occurrence of

- an incident or
- an event that could lead to an increased release of radioactive materials into the environment of the nuclear power plant,

those data which due to their safety relevance are of decisive importance to the evaluation of the plant safety and of the effectiveness of the safety systems as well as for deciding on accident management measures*, that those data are displayed and recorded reliably and with a sufficient degree of accuracy.

* Note:

To enable the initiation and execution of accident management measures, in addition to the incident instrumentation inside the plant as required in accordance with Sec. 25, it shall be assured that measurements are promptly performed outside of the plant in the environment of the nuclear power plant. (See "Recommendations on the Planing of Accident Management Measures by the Operators of Nuclear Power Plants" approved by the Federal States' Committee for Atomic Energy on June 15 and 16, 1976).

.....

RSK-Empfehlungen

Die RSK hat in verschiedenen Sitzungen zum anlageninternen Notfallschutz von Leichtwasserreaktoren Stellung genommen. Diese Empfehlungen, deren genauer Wortlaut im Anhang B nachzulesen ist, sind hier nur mit ihrem Titel und der Nomenklatur des RS-Handbuchs zitiert:

4.6.25 Überprüfung der Sicherheit der Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor in der Bundesrepublik Deutschland (218. Sitzung am 17.12.1986, BAnz. Nr. 52 vom 17.03.1987)

4.6.26 1. Überprüfung der Sicherheit der Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor in der Bundesrepublik Deutschland (222. Sitzung am 24.06.1987, BAnz. Nr. 157 vom 26.08.1987)

4.6.27 Anlageninterner Notfallschutz bei Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor (226. Sitzung am 21.10.1987, BAnz. Nr. 47a vom 09.03.1988)

4.6.30 Untersuchungen zu Ereignisabläufen für Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktoren unter Einbeziehung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes am Beispiel des Kernkraftwerkes

Recommendations by the RSK

In several sessions, the RSK (Reactor Safety Commission) has presented its position on plant-internal accident management in light water reactors. The resulting recommendations, the literal texts of which are presented in Appendix B, are cited below by their title and by the corresponding enumeration in the BMU Reactor Safety Manual:

4.6.25 Review of the Safety of Nuclear Power Plants with Light Water Reactors in Federal Republic of Germany (218th Session on Dec. 17, 1986; BAnz. 1987, No. 52)

4.6.26 First Review of the Safety of Nuclear Power Plants with Light Water Reactors in Federal Republic of Germany (222nd Session on June 24, 1987; BAnz. 1987, No. 157)

4.6.27 Plant-internal Accident Management in Nuclear Power Plants with Light-Water Reactors (226th Session on Oct. 21, 1987; BAnz. 1988, No. 47a)

4.6.30 Investigation on Event Sequences in Nuclear Power Plants with Boiling Water Reactors Taking Plant-internal Accident Management Measures into Account - Exemplified for the Nuclear Power Plant

Krümmel (KKK) (230. Sitzung am 16.03.1988, BAnz. Nr. 105 vom 09.06.1988)

Kruemmel (KKK) (230th Session on March 16, 1988; BAnz. 1988, No. 105)

4.6.32 Abschlußbericht über die Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland durch die RSK (238. Sitzung am 23.11.1987, BAnz. Nr. 47a vom 8.03.1989)

4.6.32 Final Report on the Results of the Safety Assessment of the Nuclear Power Plants in the Federal Republic of Germany by the RSK (238th Session on Nov. 23, 1987; BAnz. 1989, No. 47a)

4.6.39 Behandlung auslegungsüberschreitender Ereignisabläufe für die in der Bundesrepublik Deutschland betriebenen Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren; Positionspapier der RSK zum anlageninternen Notfallschutz im Verhältnis zum anlagenexternen Katastrophenschutz (273. Sitzung am 9.12.1992, BAnz. 1993, Nr. 58)

4.6.39 Treatment of Sequences of Events Beyond the Design Basis for the Nuclear Power Plants with Pressurized Water Reactors Operated in the Federal Republic of Germany; Positional Paper of the RSK on the Relationship Between Plant-internal Accident Management and Plant-external Disaster Control Measures (273rd Session on Dec. 9, 1992; BAnz. 1993, No. 58)

4.7.3 Maßnahmen zur Risikominderung bei Freisetzung von Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen (284. Sitzung am 20.4.1994, BAnz. 1994, Nr. 130)

4.7.3 Measures for Risk Minimization with Respect to the Release of Hydrogen in the Containment Vessel after Events Beyond the Design Basis (284th Session on April 20, 1994; BAnz. 1994, No. 130)

SSK-Empfehlung

Die SSK hat in ihrer 79. Sitzung zum anlageninternen Notfallschutz von Leichtwasserreaktoren Stellung genommen. Die Empfehlungen, deren genauer Wortlaut im Anhang B nachzulesen ist, sind hier nur mit ihrem Titel und der Nomenklatur des RS-Handbuchs zitiert:

5.27 Druckentlastung des Reaktor-Sicherheitsbehälters und Zuluftfilterung für die Hauptwarte (79. Sitzung am 04.11.1987, BAnz. 1988, Nr. 5)

Recommendations by the SSK

In its 79th session, the SSK (Radiological Protection Commission) has presented its position on plant-internal accident management for light water reactors. The resulting recommendations, the literal text of which is presented in the Appendix B, is cited below by its title and by the corresponding enumeration in the BMU Reactor Safety Manual:

5.27 Depressurization of the Containment Vessel and Supply-Air Filtering for the Main Control Room (79th Session on Nov. 4, 1987; BAnz. 1988, No. 5)

Die genannten RSK- und SSK-Protokolle enthalten Empfehlungen zu Druckwasserreaktoren und Siedewasserreaktoren, die hier stichpunktartig aufgelistet sind:

The cited RSK and SSK recommendations contain specific recommendations for pressurized water reactors and boiling water reactors the key-words of which are listed below:

DWR

- Gesicherter Gebäudeabschluß (**4.6.25** 2.1.1)
- Wartenzuluftfilterung (**4.6.25** 2.1.2, **5.27**)
- Gefilterte Druckentlastung des RSB (**4.6.25** 2.2.1; **4.6.32** B I 9.3.2.5, **5.27**)
- Notfallhandbuch (**4.6.32** B I 9.2)

PWR

- assured containment isolation (**4.6.25** Sec. 2.1.1)
- supply-air filtering for the main control room (**4.6.25** Sec. 2.1.2; **5.27**)
- filtered depressurization of the containment vessel (**4.6.25** Sec. 2.2.1; **4.6.32** B I Sec. 9.3.2.5; **5.27**)
- emergency manual (**4.6.32** B I Sec. 9.2)

- | | |
|---|--|
| <ul style="list-style-type: none"> - Notstromversorgung (4.6.32 B I 9.3.1)
durch Nachbarblock
Erhöhte Batteriekapazität
Schnelle Netzzückschaltung
Zus. Netzanschluß/Erdkabel - Sekundärseitige Einspeisung (4.6.32 B I 9.3.2.1) - Sekundärseitige Druckentlastung (4.6.32 B I 9.3.2.1) - Primärseitige Einspeisung (4.6.32 B I 9.3.2.1) - Primärseitiges Druckentlastung (4.6.32 B I 9.3.2.1) - H₂-Gegenmaßnahmen (4.6.32 B I 9.3.2.2; 4.6.27 1 4.1, 4.7.3) - Probenahmesystem RSB (4.6.32 B I 9.3.2.4) - Positionspapier zum anlageninternen Notfallschutz im Verhältnis zum anlagenexternen Katastrophenschutz (4.6.39) | <ul style="list-style-type: none"> - emergency power supply (4.6.32 B I Sec. 9.3.1)
from neighboring plant unit,
Increased capacity of batteries,
Prompt restoration of grid supply,
Additional mains supply via underground cable - secondary feed (4.6.32 B I Sec. 9.3.2.1) - secondary bleed (4.6.32 B I Sec. 9.3.2.1) - primary feed (4.6.32 B I Sec. 9.3.2.1) - primary bleed (4.6.32 B I Sec. 9.3.2.1) - hydrogen build-up countermeasures
(4.6.32 B I Sec. 9.3.2.2; 4.6.27 1 4.1, 4.7.3) - sampling system in the containment vessel
(4.6.32 B I Sec. 9.3.2.4) - positional paper regarding the relationship between
plant-internal accident management and plant-external
disaster control measures (4.6.39) |
|---|--|

SWR

- Gesicherter Gebäudeabschluß (**4.6.25 2.1.1**)
- Inertisierung des RSB (**4.6.25 2.3.1; 4.6.27 1 3.2; 4.6.27 1. 4.2; 4.6.30**)
- Gefilterte Druckentlastung des RSB (**4.6.26 2, 4.6.30**)
- Autarkes Einspeisesystem (**4.6.27 1 3.1**)
- Wartenzuluftfilterung (**4.6.27 5**)
- Notfallhandbuch (**4.6.32 B I 9.2**)
- Notstromversorgung (**4.6.32 B I 9.3.1**)
durch Nachbarblock
Erhöhte Batteriekapazität
Schnelle Netzzückschaltung
Zus. Netzanschluß/Erdkabel
- H₂-Gegenmaßnahmen (**4.6.32 B I 9.3.2.2,**)
- Probenahmesystem RSB (**4.6.32 B I 9.3.2.4**)
- Diversitäre Druckentlastung des RSB (**4.6.32 B II 2.4**)
- Positionspapier zum anlageninternen Notfallschutz im Verhältnis zum anlagenexternen Katastrophenschutz (**4.6.39**)

BWR

- assured containment isolation (**4.6.25 Sec. 2.1.1**)
- inertisation of the containment vessel atmosphere
(**4.6.25 Sec. 2.3.1; 4.6.27 1 Sec. 3.2 and 4.2; 4.6.30**)
- filtered depressurization of the containment vessel
(**4.6.26 Sec. 2; 4.6.30**)
- independent injection system (**4.6.27 1 Sec. 3.1**)
- supply-air filtering for the main control room
(**4.6.27 1 Sec. 5**)
- emergency manual (**4.6.32 B I Sec. 9.2**)
- emergency power supply (**4.6.32 B I Sec. 9.3.1**)
from neighboring plant unit,
Increased capacity of batteries,
Prompt restoration of grid supply,
Additional mains supply via underground cable
- hydrogen build-up countermeasures
(**4.6.32 B I Sec. 9.3.2.2**)
- sampling system in the containment vessel
(**4.6.32 B I Sec. 9.3.2.4**)
- diversity depressurization of the containment vessel
(**4.6.32 B II Sec. 2.4**)
- positional paper regarding the relationship between
plant-internal accident management and plant-external
disaster control measures (**4.6.39**)

KTA-Regeln

KTA 3502 Störfallinstrumentierung

...

2 Begriffe

...

(6) Störfallübersichtsanzeige

Die Störfallübersichtsanzeige ist Teil der Störfallanzeige, der die wesentlichen, den Zustand der Anlage bei Störfällen beschreibenden Meßgrößen beschreibt.

Hinweis:

Mit Hilfe der Störfallübersichtsanzeige soll nach Eintritt eines Störfalls die Erkennung des Anlagenzustands, eine Abschätzung radiologischer Auswirkungen auf die Umgebung und die Erkennung der Notwendigkeit der Einleitung von Maßnahmen zum Schutz der Anlage und der Umgebung möglich sein.

Diese Information sollen gegebenenfalls Hinweise auf die Einleitung von Notfallschutzmaßnahmen geben

(7) Weitbereichsanzeige

Die Weitbereichsanzeige ist der Teil der Störfallanzeige, der Meßgrößen zur Information über die Annäherung von Anlagenparametern an die Auslegungsgrenzwerte der Aktivitätsbarrieren und bei Überschreitung der Auslegungswerte den weiteren Verlauf dieser Anlagenparameter anzeigt.

....

KTA Safety Standards

KTA 3502, Incident Instrumentation

....

2 Definitions

....

(6) Incident surveillance display equipment

The incident surveillance display equipment is that part of the incident display equipment which displays the essential measurement parameters describing the condition of the plant in the case of incidents.

Note:

With the aid of incident surveillance display equipment it should be possible to determine the condition of the plant, estimate the radiological effects on the environment and determine whether it is necessary to initiate measures for the protection of the plant and the environment after an incident has occurred.

This information should give instructions regarding the possibly required initiation of accident management measures.

(7) Wide range display equipment

The wide range display equipment is that part of the incident display equipment which displays the measurement parameters required to provide information about whether the plant parameters are approaching the design values of the activity barriers and, in the case of the design values being exceeded, displays the further development of these plant parameters.

....

3 Existierende Nachrüstungen in deutschen Kernkraftwerken

In den folgenden beiden Tabellen sind die Hardwaremaßnahmen aufgeführt, die in deutschen Kernkraftwerken bereits gemäß den im letzten Kapitel aufgeführten vorhandenen Aussagen in Richtlinien, Empfehlungen und Regeln zum anlageninternen Notfallschutz verwirklicht wurden. Es wird in der Tabelle angegeben, ob es sich um eine Nachrüstmaßnahme handelt, und wann bzw. wieweit diese realisiert ist, oder ob - wie es bei verschiedenen neueren Anlagen teilweise der Fall ist - die Maßnahmen bereits in der Auslegung des Kraftwerks berücksichtigt wurden.

Die Angaben basieren auf dem KT-IB-12-REV-1 des BfS (J. Hutter, H. Klonk, F. Seidel, J. Ziegenhagen: "Stand der Umsetzung der von der Reaktor-Sicherheitskommission empfohlenen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes in den Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland (ohne Anlagen mit Reaktoren des Typs WWER)", KT-IB-12, 1992), der auch auf der 125. Sitzung des LWR-Ausschusses der RSK (30.11.1994) vorgestellt wurde, und wurden mit Hilfe des VGB ergänzt und aktualisiert.

Abkürzungen:

K	Konzept
A	Antrag
G	Genehmigung
V	Vorbereitung
T	Teilrealisiert
R	Realisiert
Ausl.	Keine Nachrüstmaßnahme, sondern Anlage wurde bereits entsprechend ausgelegt

Pressurized Water Reactors:

KWO	Nuclear Power Plant Obrigheim
KKS	Nuclear Power Plant Stade
KWB A	Nuclear Power Plant Biblis A
KWB B	Nuclear Power Plant Biblis B
GKN 1	Mutual Nuclear Power Plant Neckar 1
KKU	Nuclear Power Plant Unterweser
KWG	Nuclear Power Plant Grohnde
KKG	Nuclear Power Plant Grafenrheinfeld
KKP 2	Nuclear Power Plant Philippsburg 2
KBR	Nuclear Power Plant Brokdorf
KMK	Nuclear Power Plant Muehlheim-Kaerlich

3 Backfitting Measures Performed in German Nuclear Power Plants

The following two tables list the hardware measures regarding plant-internal accident management that, in accordance with the specifications in the guidelines, recommendations and standards cited in the previous chapter, have been implemented in German nuclear power plants. It is specified in the tables whether it is a backfitting measure and when and to what extent it was implemented or whether - as is partly the case in several of the newer plants - the measures had already been taken into consideration in the power plant design.

The information (in the tables) is based on the BfS report KT-IB-12-REV-1 (J. Hutter, H. Klonk, F. Seidel, J. Ziegenhagen, "Status of the Realization in German Nuclear Power Plants (with the Exception of Plants with VVER-type Reactors) of the Recommendations by the Reactor Safety Commission with Respect to Plant-internal Accident Management Measures", KT-IB-12, 1992) which was also presented in the 125th session of the RSK Light Water Reactor Committee (Nov. 30, 1994); the VGB helped to supplement this information and bring it up to date.

Nomenclature:

C	Concept
A	Application (of license)
G	Granted license
W	Work in preparation
P	Partially implemented
F	Fully implemented
Design	No backfitting required because plant has already been designed accordingly

KKI 2	Nuclear Power Plant Isar 2
KKE	Nuclear Power Plant Emsland
GKN 2	Mutual Nuclear Power Plant Neckar 2

Boiling Water Reactors:

KKB	Nuclear Power Plant Brunsbüttel
KKI 1	Nuclear Power Plant Isar 1
KKP 1	Nuclear Power Plant Philippsburg 1
KKK	Nuclear Power Plant Krümmel
KRB B	Nuclear Power Plant Gundremmingen B
KRB C	Nuclear Power Plant Gundremmingen C

3.1 Nuclear Power Plants with Pressurized Water Reactors

Measure		KWO	KKS	KWB A	KWB B	GKN 1	KKU	KKG	KWG	KKP 2	KBR	KMK	KKI 2	KKE	GKN 2
F	Fuel Element Cooling														
1	Secondary bleed	F/91	F/91	A/90	A/90	F/92	F/92	F/95	F/93	F/90	F	P/90	F/95	F	Design
2	Secondary feed	F/91	F/92	P/89	P/89	F/91	F/92	F/95	F/93	F/92	F/94	P/90	F/95	F/90	F/91
3	Primary bleed	F/92	F/91	F/90	F/90	F/93	F/92	A/95	A/94	F/93	C/94	A/94	F/95	A	F/93
4	Primary feed	F/91	F/91	F/90	F/90	F/93	C/90	A/95	Des-ignW/93	F/90 F/95	F/89	P	F/95	Design	Design
C	Confinement of Radioactive Materials														
1	Filtered depressurization	F/91	P/90	A/89	A/89	F/92	F/92	F/93	F/93	F/90	F/86	A/89	Design, F/91	F/91	F/90
2	Hydrogen build-up countermeasures	1)	1)	1)	1)	1)	1)	1)	1)	1)	1)	1)	1)	1)	1)
L	Limitation of Radiation Exposure														
1	Assured containment isolation	F/91	P/88	F/91	F/91	F/90	F/91	F/91	Design	F	F	Design	F	F/88	Design
2	Supply-air filtering for main control room	F/90	F/92	F/89	F/89	F/91	F/89	F/92	F/90	F/90	P/89	F/89	Design	F/88	F/88
3	Sampling system in the containment vessel	2)	2)	2)	2)	2)	2)	K	2)	2)	2)	2)	p/92	2)	2)
AD	Administration														
1	Emergency manual	F/89/92	F/92	F/90	F/90	F/92	F/89	F/93	F/92	F/90	F/87	F/91	F/91	F/89	F/88
2	Theoretical and practical emergency training	F	F	F	F	F	F	F	F	F	F	F	F	F	F
ES	Energy and Support Media Supply														
1	Emergency power supply from neighboring plant unit	-	-	F	F	F	-	-	-	F	-	-	3)	-	F/88
2	Increased capacity of batteries	F/89	Design	F	F	F/89/93	Design	Design	Design	F	F	Design	F/89	F/88/90	F
3	Prompt restoration of grid supply	Design	F/90	F/90	F/90	F/89	F/89	F	F/90	F/89	G/93	F	F	Design	Design
4	Additional mains supply via under-ground cable	F/89	F/92	F/85	F/85	F/89	F/92	F/95	F/93	F/92	F/95	Design	F/92	F/93	F/88

¹⁾ This subject is in discussion at this time; it is suggested that all licensees / operators carry out the plant specific implementation uniformly in accordance with the recommendations of the RSK.
(Das Thema wird zur Zeit noch beraten; anlagenspezifische Realisierungen sollen einheitlich von den Betreibern gemäß der Empfehlung der RSK vorgenommen werden.)

²⁾ This subject is in discussion at this time; it is suggested that all licensees / operators carry out the plant specific implementation uniformly in accordance with the recommendations of the RSK.

³⁾ Both units utilize the 6 kV connection to the water power plant Niederaichbach
(Nutzung des 6 kV-Anschlusses an das Wasserkraftwerk Niederaichbach von beiden Blöcken)

Table 3.1: Status of the implementation of accident management measures in nuclear power plants with pressurized water reactors
(Stand der Umsetzung der Maßnahmen zum anlageninternen Notfallschutz in Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor)

3.2 Nuclear Power Plants with Boiling Water Reactors

Measure		KKB	KKI 1	KKP 1	KKK	KRB B	KRB C
F	Fuel Element Cooling						
1	Independent injection system	F	F/89-91	F/89-91	F	-	-
2	Diversitary depressurization of the containment vessel	F/91	F/89-90	F/90	F/91	F/92	F/92
3	Additional possibility for injection and fill-up of the reactor pressure vessel	F	F/91	F/90	F	F/94 ¹⁾	F/94 ¹⁾
E	Confinement of Radioactive Materials						
1	Filtered depressurization of the containment vessel (includes increase of the failure pressure)	F/88	F/88	F/88	F/88	F/90	F/90
2	Hydrogen build-up countermeasures, inertisation of the containment vessel atmosphere	F/88	F/88	F/88	F/88	F/90 ⁴⁾	F/90 ⁴⁾
L	Limitation of Radiation Exposure						
1	Assured containment isolation	Design	F	F	Design	Design	Design
2	Supply-air filtering for main control room	P	F/88	F/89	P	F/90	F/90
3	Sampling system in containment vessel	³⁾	³⁾	³⁾	³⁾	³⁾	³⁾
AD	Administration						
1	Emergency manual	F	F/91	F/89	F/91	F/91	F/91
2	Theoretical and practical emergency training	F	F	F	F	F	F
ES	Energy and Support Media Supply						
1	Emergency power supply from neighboring plant unit	-	²⁾	F	-	F	F
2	Increased capacity of batteries	Design	Design	F	Design	Design	Design
3	Prompt restoration of grid supply	F	F	F	F	F	F
4	Additional mains supply via underground cable	F/90 ⁵⁾	F/90	F	F	F/91	F/91

¹⁾ Measures are essentially implemented; partially implemented is the measure ZUNA (Maßnahmen großteils realisiert, teilrealisiert: Maßnahmen ZUNA)

²⁾ Both units utilize the 6 kV connection to the water power plant Niederaichbach (Nutzung des 6 kV-Anschlusses an das Wasserkraftwerk Niederaichbach von beiden Blöcken)

³⁾ This subject is in discussion at this time; it is suggested that all licensees / operators carry out the plant specific implementation uniformly in accordance with the recommendations of the RSK. (Das Thema wird zur Zeit noch beraten; anlagensp. Realisierungen sollen einheitlich von den Betreibern gemäß der Empfehlung der RSK vorgenommen werden.)

⁴⁾ Dependent upon pending RSK recommendation, KRB are considering the deployment of recombining or ignition systems since a complete inertisation of the containment vessel atmosphere is impossible. (bei KRB wird, abhängig von einer noch ausstehenden Empfehlung der RSK der Einsatz von Rekombinatoren bzw. Zündern erwogen, da ein komplettes Inertisieren des RSB nicht möglich ist.)

⁵⁾ Additionally, a gas turbine is available that is equipped with a black start-up device (zusätzlich ist eine Gasturbine mit Schwarzstarteinrichtung vorhanden)

Table 3.2: Status of the implementation of accident management measures in nuclear power plants with boiling water reactors
(Stand der Umsetzung der Maßnahmen zum anlageninternen Notfallschutz in Kernkraftwerken mit Siedewasserreaktor)

4 Einordnung der Aussagen, der Hardware und der betroffenen KTA-Regeln in die schutzzielorientierte Gliederung

In diesem Kapitel soll eine vorläufige Einordnung der oben aufgeführten anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen in die Struktur des Schutzzielkonzeptes (siehe Abschnitt 1.3) erfolgen.

Es werden jeweils die Grundlagen aus Regeln und Richtlinien und die in den Kraftwerken realisierte oder geplante Hardware in die Struktur des Schutzzielkonzeptes eingeordnet.

Darüber hinaus werden zu jeder der aufgelisteten Maßnahmen die KTA-Regel-Serien aufgelistet, die thematisch berührt sein können und die daraufhin zu überprüfen wären.

4 Correlation of Specifications, Hardware and Corresponding KTA Safety Standards to the Structure of the Protection-goal Oriented Concept

This chapter presents a tentative correlation of the plant-internal accident management measures cited above to the structure of the protection-goal oriented concept (see Sec. 1.3).

The basic requirements from standards and guidelines and the implemented or planned hardware measures in the nuclear power plants are correlated to the structure of the protection-goal oriented concept.

Furthermore, for each of the measures listed, the KTA safety standards and standard series are cited that are possibly thematically related and which would have to be checked accordingly.

R Kontrolle der Reaktivität (DWR und SWR)

Zum Schutzziel „Kontrolle der Reaktivität“ sind keine anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen vorgesehen und notwendig, da die Einhaltung des Schutzzieles durch die Auslegung abgedeckt wird.

R Control of Reactivity (PWR and BWR)

No plant-internal accident management measures are provided for the protection goal "control of reactivity", nor are any necessary, since this protection goal is already achieved by the basic design.

K Kühlung der Brennelemente (DWR)

C Cooling of the Fuel Assemblies (PWR)

	Standards and Guidelines	Hardware	KTA Safety Standards and Standard Series
C1	Secondary bleed (RSK Recommendation 4.6.32 B I Sec. 9.3.2.1)	partially implemented	3211, 3301, 3504
C2	Secondary feed (RSK Recommendation 4.6.32 B I Sec. 9.3.2.1)	fully implemented	3211
C3	Primary bleed (RSK Recommendation 4.6.32 B I Sec. 9.3.2.1)	partially implemented	3201, 3301, 3504
C4	Primary feed (RSK Recommendation 4.6.32 B I Sec. 9.3.2.1)	partially implemented	3201, 3301, 3504

K Kühlung der Brennelemente (SWR)

C Cooling of the Fuel Assemblies (BWR)

	Standards and Guidelines	Hardware	KTA Safety Standards and Standard Series
C1	Independent injection system (TJ system) (RSK Recommendation 4.6.27 1 Sec. 3.1)	fully implemented	3201, 3301
C2	Diversitary depressurization of the containment vessel (RSK Recommendation 4.6.32 B II Sec. 2.)	fully implemented	3201, 3401
C3	Additional possibility for injection and fill-up of the reactor pressure vessel (RSK Recommendation 4.6.27)	partially implemented	3201, 3301

E Einschluß der radioaktiven Stoffe (DWR)

E Enclosure of the Radioactive Materials (PWR)

	Standards and Guidelines	Hardware	KTA Safety Standards and Standard Series
E1	Filtered depressurization (RSK Recommendations 4.6.25 Sec. 2.2.1, 4.6.32 B I Sec. 9.3.2.5; SSK Recommendation 5.27)	partially implemented	1503, 3401, 3404, 3413, 3601
E2	Hydrogen build-up countermeasures (RSK Recommendations 4.6.32 B I Sec. 9.3.2.2, 4.6.27 1 Sec. 4.1; 4.7.3)	in discussion	3406, 3601

E Einschluß der radioaktiven Stoffe (SWR)

E Enclosure of the Radioactive Materials (BWR)

	Standards and Guidelines	Hardware	KTA Safety Standards and Standard Series
E1	Filtered depressurization of the reactor containment vessel (RSK Recommendation. 4.6.26 Sec. 2, 4.6.30)	fully implemented	1503, 3401, 3404, 3413, 3601
E2	Hydrogen build-up countermeasures, inertisation of the containment vessel atmosphere (RSK Recommendations 4.6.25 Sec. 2.3.1, 4.6.27 1 Sec. 4.2, 4.6.32 B I Sec. 9.3.2.2, 4.7.3)	in discussion	3406, 3601

S Begrenzung der Strahlenexposition (DWR)

L Limitation of Radiation Exposure (PWR)

	Standards and Guidelines	Hardware	KTA Safety Standards and Standard Series
L1	Assured containment isolation (RSK Recommendation 4.6.25 Sec. 2.1.1)	fully implemented	1502, 3403, 3404, 3407, 3413, 3601, 3706
L2	Supply-air filtering for main control room (RSK Recommendation 4.6.25 Sec.2.1.2, SSK Recommendation 5.27)	fully implemented	1502, 3601, 3706, 3904
L3	Sampling system for atmosphere from the containment vessel (RSK Recommendation 4.6.32 B I Sec. 9.3.2.4)	not implemented	

S Begrenzung der Strahlenexposition (SWR) L Limitation of Radiation Exposure (BWR)

	Standards and Guidelines	Hardware	KTA Safety Standards and Standard Series
L1	Assured containment isolation (RSK Recommendation 4.6.25 Sec. 2.1.1)	fully implemented	1502, 3403, 3404, 3407, 3413, 3601, 3706
L2	Supply-air filtering for main control room (RSK Recommendation 4.6.27 Sec.5)	fully implemented	1502, 3601, 3706, 3904
L3	Sampling system for atmosphere from the containment vessel (RSK Recommendation 4.6.32 B I Sec. 9.3.2.4)	not implemented	

ZV Zuverlässigkeit (DWR u. SWR) RY Reliability (PWR and BWR)

Zur schutzzielübergreifenden Hilfsfunktion „Zuverlässigkeit“ sind keine anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen vorgesehen.

There are no plant-internal accident measures intended for the auxiliary function "reliability" which envelops all of the protection goals.

GA Gesamtanlage (DWR u. SWR) OP Overall Plant (PWR and BWR)

Zur schutzzielübergreifenden Hilfsfunktion „Gesamtanlage“ sind keine anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen vorgesehen.

There are no plant-internal accident measures intended for the auxiliary function "overall plant" which envelops all of the protection goals.

AD Administratives (DWR u. SWR) AD Administrative Measures (PWR and BWR)

	Standards and Guidelines	Hardware	KTA Safety Standards and Standard Series
AD1	Emergency manual (RSK Recommendation 4.6.32 B I Sec. 9.2)	fully implemented	1201
AD2	Theoretical and practical emergency training (official publication of the BMI on Dec. 27, 1976)	fully implemented	1201

LT Leittechnik (DWR und SWR) IC Instrumentation and Control (PWR and BWR)

Zur schutzzielübergreifenden Hilfsfunktion „Leittechnik“ sind keine anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen vorgesehen.

There are no plant-internal accident measures intended for the auxiliary function "instrumentation and control" which envelops all of the protection goals.

EM Energie u. Medienversorgung (DWR und SWR)

PA Power and Auxiliary Media Supply (PWR and BWR)

	Standards and Guidelines	Hardware	KTA Safety Standards and Standard Series
PA1	Emergency power supply from neighboring plant unit (4.6.32 B I Sec. 9.3.1)	fully implemented	3701
PA2	Increased capacity of batteries (4.6.32 B I Sec. 9.3.1)	fully implemented	3701
PA3	Prompt restoration of grid supply (4.6.32 B I Sec. 9.3.1)	fully implemented	3701
PA4	Additional mains supply via underground cable (4.6.32 B I Sec. 9.3.1)	fully implemented	3701

5 Kommentar

Im folgenden wird zu jeder einzelnen Gruppe von Notfall-schutzmaßnahmen - soweit nach den vorliegenden Informationen möglich - kurz auf die Art der Realisierung und die Regelfähigkeit der Maßnahmen eingegangen.

Im Rahmen der KTA-Arbeit ist darauf zu achten, ob die Voraussetzungen aus §2 der Bekanntmachung über die Bildung eines Kerntechnischen Ausschusses erfüllt sind. Es ist zu prüfen, ob sich aufgrund von Erfahrungen eine einheitliche Meinung von Fachleuten der Hersteller, Ersteller und Betreiber von Atomanlagen, der Gutachter und Behörden abzeichnet.

Bei vielen der im folgenden aufgeführten Maßnahmen lassen sich zwar ein klares Schutzziel und daraus abgeleitete Anforderungen formulieren, darüber hinaus ist aber entweder noch keine Erfahrung vorhanden, oder aber durch die Vielfalt der realisierten Lösungen ist die Formulierung technischer Vorgaben nur eingeschränkt möglich.

5 Commentary

In the following, every group of accident management measures will be commented on - as far as possible, on the basis of the given information - with regard to how the measures are implemented and whether or not the prerequisites for the formulation of standards are given.

With respect to the work of the KTA it must be ensured that Sec. 2 of the official publication regarding the Formation of a Nuclear Safety Standards Commission (KTA) is fulfilled. Accordingly, it must be checked whether or not a **uniform opinion based on experience** emerges among the experts of the manufacturers and licensees / operators of nuclear facilities, the authorized experts and the legal authorities.

In the case of many of the measures listed in the following it is possible to formulate a definite protection goal and from these, in turn, to derive specific requirements; however, either there is as of yet no **experience** available or the large variety of implemented solutions limits the possibilities for formulating technical specifications.

Druckwasserreaktoren

Pressurized Water Reactors

K1 Sekundärseitige Druckentlastung (Sekundärseitiges Bleed)

C1 Secondary Bleed

Die Maßnahmen zum sekundärseitigen Bleed sind in vielen Anlagen realisiert.

The measures for a secondary bleed are implemented in many plants.

Die technischen Voraussetzungen wurden meist bei Abblaseregelventilen und FD-Sicherheitsventilen geschaffen:

- Versorgung der Abblaseregelventile über unterbrechungsloses Netz,
- Manuelle Betätigung der FD-Ventile vor Ort.

In manchen Anlagen entsprechen die FD-Abblaseregelventile auch bereits auslegungsgemäß den oben genannten Anforderungen.

Da in manchen Anlagen die sekundärseitige Druckentlastung bereits bei der Auslegung realisiert wurde, erscheint das Thema aus technischer Sicht regelfähig. Eine nachträgliche Behandlung in KTA-Regeln ist grundsätzlich möglich, aber aus in Kapitel 7 näher erläuterten Gründen derzeit nicht geboten.

In most of the cases, the technical prerequisites were built into the blow-off valves and main steam safety valves:

- power supply of the blow-off valves from an uninterrupted power supply,
- manual actuation of the main steam safety valves at the place of installation.

In several plants, the basic design of the main steam safety valves already satisfies the above mentioned requirements.

Since secondary bleed has already been considered in the basic design of several plants, it would seem possible from a technical point of view to formulate safety standards on this subject matter. However, even though a treatment in KTA safety standards is basically possible, it is presently not called for for reasons elaborated on in Chapter 7.

K2 Sekundärseitige Einspeisung (Sekundärseitiges Feed)

Für das sekundärseitige Feed werden vielfältige Möglichkeiten genutzt:

Zusätzliche Einspeiseaggregate werden zusätzlich eingebunden:

- notstromgesicherte Deionatpumpen (KWO, KKS),
- autarke Aggregate (z.B. mobile Feuerlöschpumpen) (alle Anlagen),
- vorhandene Hilfssysteme zur Deionatförderung (wie das An- und Abfahrssystem).

Zusätzliche Speisewasserquellen werden erschlossen:

- Deionatbehälter (Konvoi- u. Vorkonvoi-Anlagen, KWB),
- Wasservorräte in den Speisewasserbehälter und den Speisewasserleitungen,
- Flußwasser, Feuerlösch- und/oder Trinkwassersystem (bei nahezu allen Anlagen).

Eine Regelfähigkeit erscheint zur Zeit nicht gegeben.

C2 Secondary Feed

Various measures are used to achieve a secondary feed:

Additional injection pumps are included:

- deionized water pumps with emergency power backup (KWO, KKS),
- independent pumps (e.g. mobile fire pumps) (all plants),
- available auxiliary supply systems for demineralized water (e.g. the start-up and shutdown system).

Additional feed water supplies are opened up:

- demineralized water supply vessel (convoy and pre-convoy plants, KWB),
- water reserves in the feed water supply tank and in the feed water supply lines,
- river water, fire water and/or drinking-water supply system (in almost all plants).

A formulation of safety standards on this subject matter is apparently not possible at this time.

K3 Primärseitige Druckentlastung (Primärseitiges Bleed)

Die Konzeptionen zur Realisierung des primärseitigen Bleed sehen bei allen Anlagen eine Umrüstung der Druckhalter- (DH-) Armaturenstation vor:

- Nachrüstung von Vorsteuerarmaturen (motorbetätigt) für die eigenmedium-gesteuerten Sicherheits- und Abblaseventile (ausgelegt für Dampf-, Wasser- und Mehrphasengemisch-Beaufschlagung mit redundanter bzw. diversitärer Ansteuerung durch federbelastete bzw. Magnetsteuerventile,

C3 Primary Bleed

In all plants, the concepts for realizing primary bleed are based on back-fitting the pressurizer valve station:

- installation of (motor operated) pilot valves for own-medium controlled safety and atmospheric steam dump valves (designed for steam, water or multiphase mixture operation) with a redundant or diversitary actuation by spring-loaded or magnet operated control valves,

- leittechnische Einbindung der Maßnahme unter Beachtung der Trennung von der Betriebsleittechnik.

Eine Regelfähigkeit erscheint zur Zeit nicht gegeben.

K4 Primärseitige Einspeisung (Primärseitiges Feed)

Folgende Notkühlmaßnahmen nach primärseitiger Druckentlastung sind vorgesehen bzw. bereits realisiert:

- automatische oder manuelle Einbindung des Leckageergänzungs-, Volumenregel- und/oder Zusatzboriersystems,
- Sumpfkühlung mit Kühlmittelvorräten, die durch gezielte Überspeisung des Brennelement-Lagerbeckens in den Sumpf gelangen (KKS, KKP-2),
- Hochdruckeinspeisung aus dem RSB-Sumpf über Verbindungsleitungen zwischen dem Sumpf und den Sicherheitseinspeisepumpen (GKN-1, Konvoi- und Vorkonvoi-Anlagen),
- Wiederauffüllen der Flutbehälter mit Kühlmittel aus dem Sumpf über ND-Nachkühlpumpen und zusätzlich eingebaute Verbindungsleitungen (KKG).

Eine Regelfähigkeit erscheint zur Zeit nicht gegeben.

E1 Gefilterte Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters

Die gefilterte Druckentlastung ist bei allen Anlagen realisiert, der Genehmigungsstatus ist jedoch höchst unterschiedlich.

Es wird für die Filterung der austretenden RSB-Atmosphäre entweder

- die Kombination aus Gleitdruck-Venturiwäscher zur Jodrückhaltung und Metallfaservliesfilter zur Aerosolabscheidung, oder
- die Kombination aus Metallfaservliesfilter zur Aerosolabscheidung und Molekularsiebfilter zur Jodrückhaltung

eingesetzt.

Aufgrund der gemeinsamen Lösung und der internationalen Erfahrungen erscheint das Thema aus technischer Sicht regelfähig. Eine nachträgliche Behandlung in KTA-Regeln ist grundsätzlich möglich, aber aus in Kapitel 7 näher erläuterten Gründen derzeit nicht geboten.

E2 H₂-Gegenmaßnahmen

- inclusion of the measure into the instrumentation and control system with strict separation from the operation related instrumentation and control.

A formulation of safety standards on this subject matter is apparently not possible at this time.

C4 Primary Feed

The following emergency cooling measures are implemented or planned to be implemented for the time phase after a primary bleed:

- automatic or manual coupling of the leakage make-up system, the volume control system and/or the extra boring system,
- sump recirculation cooling where the coolant supply flows into the sump from a controlled overfilling of the fuel assembly pool (KKS, KKP-2),
- high-pressure injection from the containment sump via connecting pipes between the sump and the safety injection pumps (GKN-1, convoy and pre-convoy plants),
- replenishing the borated water storage tank with coolant from the sump via low-pressure emergency cooling pumps and additionally installed connecting pipes (KKG).

A formulation of safety standards on this subject matter is apparently not possible at this time.

E1 Filtered Depressurization of the Containment Vessel

A filtered depressurization is implemented in all plants, however, with a strongly varying licensing status.

The filtering of the released containment atmosphere is achieved by either

- a combination of a variable-pressure venturi gas scrubber for the retention of iodine and a metallic fiber fleece filter for the retention of aerosols, or
- a combination of a metallic fiber fleece filter for the retention of aerosols and a molecular sieve for the retention of iodine.

Due to the common solutions and due to international experience, it would seem possible from a technical point of view to formulate safety standards on this subject matter. However, even though a treatment in KTA safety standards is basically possible, it is presently not called for for reasons elaborated on in Chapter 7.

E2 Hydrogen Build-up Countermeasures

Die RSK bewertet die Ergebnisse der Entwicklungsarbeiten zu H₂-Gegenmaßnahmen zur Zeit und wird in einigen Monaten eine Empfehlung hierzu aussprechen. Außerdem sollten die Forschungsarbeiten zur H₂-Verbrennung durch Zünder und zur teilweisen Inertisierung der RSB-Atmosphäre fortgesetzt werden.

Die Betreiber werden der RSK die weitere Vorgehensweise vorschlagen.

Eine Regelfähigkeit erscheint zur Zeit nicht gegeben.

S1 Gesicherter Gebäudeabschluß

Die Maßnahmen zum gesicherten Gebäudeabschluß umfassen:

- redundanter RSB-Abschluß durch zwei in Reihe angeordnete GBA je RSB-Durchführung,
- Gewährleistung der Schließfunktion auch bei Ausfall der Notstromversorgung (Station-Black-Out),
- störfallfeste Auslegung der zugehörigen elektrischen Einrichtungen,
- langzeit-störfallfeste Kabeldurchführungen,
- Lüftungsklappen für den Störfallbetrieb.

Eine Regelfähigkeit erscheint zur Zeit nicht gegeben.

S2 Wartenzuluftfilterung

Die Wartenzuluftfilterung ist in allen Anlagen realisiert.

Die Filteranlage besteht zumeist aus der Kombination eines Schwebstofffilters und eines Aerosol-Jod-Filters (Aktivkohlefilter). Einige der Filteranlagen sind mit Wechselfiltern ausgestattet.

Das Thema erscheint aus technischer Sicht regelfähig. Eine Behandlung in KTA-Regeln ist grundsätzlich möglich, aber aus in Kapitel 7 näher erläuterten Gründen derzeit nicht geboten.

S3 Probenahmesystem Reaktorsicherheitsbehälter

Konzepte zur Probenahme, die gemeinsam von Betreibern und Herstellern entwickelt wurden, sind von der RSK als geeignet bewertet worden; anlagenspezifische Realisierungskonzepte liegen noch nicht vor.

Eine Regelfähigkeit erscheint zur Zeit nicht gegeben.

The RSK is in the process of evaluating the results of development activities regarding hydrogen build-up countermeasures and, within a couple of months will formulate a corresponding recommendation. In addition, the research activities regarding hydrogen combustion by igniters and partial inertization of the containment vessel atmosphere should be continued.

The licensees / operators will present recommendations to the RSK regarding the further procedure.

A formulation of safety standards on this subject matter is apparently not possible at this time.

L1 Assured Containment Isolation

The measures for an assured containment isolation comprise:

- a redundant containment isolation achieved by two containment isolation valves arranged in series for each containment penetration,
- assurance of the closure function also in the case of failure of the emergency power supply (station black out),
- incident resistant design of the corresponding electrical equipment,
- long-term incident resistant cable penetrations,
- venting dampers for operation in case of incidents.

A formulation of safety standards on this subject matter is apparently not possible at this time.

L2 Supply-air Filtering of the Main Control Room

A supply-air filtering of the main control room has been implemented in all facilities.

The filtration equipment usually consists of a combination of a high-efficiency particulate air filter with an aerosol iodine filter (activated charcoal filter). Some of the filtration equipment have exchangeable filters.

It would seem possible from a technical point of view to formulate safety standards on this subject matter. However, even though a treatment in KTA safety standards is basically possible, it is presently not called for for reasons elaborated on in Chapter 7.

L3 Sampling System for Atmosphere from the Containment Vessel

The concepts for sampling systems that were developed in collaboration between licensees / operators and manufacturers have been evaluated by the RSK and are considered to be suitable; as yet, no plant-specific concepts for their implementation have been presented.

A formulation of safety standards on this subject matter is

apparently not possible at this time.

AD1 Notfallhandbuch

In allen Anlagen liegt ein Notfallhandbuch vor, das die schutzzielorientierten Prozeduren zur Ausführung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes und die Notfallschutzorganisation enthält.

Der Teil Notfallprozeduren des NHB wird laufend aktualisiert und ergänzt.

Der Genehmigungsstatus ist sehr unterschiedlich.

Das Notfallhandbuch wäre (vergleichbar zum Betriebshandbuch und zum Prüfhandbuch) regelfähig, aber eine Behandlung erscheint aus in Kapitel 7 näher erläuterten Gründen nicht geboten.

AD2 Schulung/Übungen

In allen Anlagen wurde entsprechend der Empfehlung des BMI die Planung der Notfallschutzmaßnahmen durchgeführt. Es werden regelmäßig Notfallschutz- und Katastrophenschutzübungen durchgeführt.

Im Rahmen einer Vereinheitlichung erscheint eine Regelung der Übungen möglich, aber eine Behandlung erscheint aus in Kapitel 7 näher erläuterten Gründen nicht geboten..

AD1 Emergency Manual

An emergency manual containing the protection goal oriented procedures for the execution of plant-internal accident management measures and the accident management organization is available in all plants.

That part of the emergency manual covering accident management procedures is continuously updated and amended.

The licensing status differs considerably.

It would seem possible to formulate safety standards on the emergency manual (similar to those for the operating manual and the testing manual). However, it is presently not called for for reasons elaborated on in Chapter 7.

AD2 Theoretical and Practical Training

Following the recommendations of the BMI, all plants have carried out the planning of plant-internal accident management measures. A practical training of accident management and disaster control is carried out in regular intervals.

Within the framework of standardizing the practical training, it would seem possible to formulate corresponding safety standards. However, it is presently not called for for reasons elaborated on in Chapter 7.

EM1 Sicherstellung der Notstromversorgung durch den Nachbarblock

Bei allen Mehrblock-Anlagen ist die Möglichkeit der Notstromversorgung vom Nachbarblock umgesetzt (mit Ausnahme von KKI, hier werden beide Blöcke vom Wasserkraftwerk Niederaichbach versorgt.)

PA1 Ensuring Emergency Power Supply from the Neighboring Plant Unit

The possibility for supplying emergency power from the neighboring plant unit has been implemented in all multi-unit power plants with the exception of KKI where both blocks would receive emergency power from the water power plant Niederaichbach.

EM2 Erhöhte Batteriekapazität

Alle Anlagen erfüllen die Bedingung der RSK, daß im Notstromfall die gesicherte Gleichstromversorgung für mindestens 2 Stunden zu gewährleisten ist.

PA2 Increased Capacity of Batteries

All plants meet the requirement of the RSK, namely, that a direct current supply is assured for at least two hours in case of emergency power operation.

EM3 Schnelle NetZRückschaltung

Bei allen Anlagen werden für den Notfall ausreichend Druckmedien in Druckhaltern zur Betätigung der für die NetZRückschaltung erforderlichen Leistungsschalter vorgehalten.

PA3 Prompt Restoration of Grid Supply

In all plants sufficient pressurized media are stored in pressurizers to actuate the circuit breakers required for a restoration of the grid supply in an emergency situation.

EM4 Zusätzlicher Netzanschluß über Erdkabel

Alle Anlagen weisen einen zusätzlichen erdverlegten Anschluß an das örtliche Netz auf.

PA4 Additional Mains Supply via Underground Cable

All plants are equipped with an additional underground cable connection to the local power grid.

Die Themen EM1 bis EM4 erscheinen aus technischer Sicht regelfähig. Eine Behandlung in KTA-Regeln ist grundsätzlich möglich, aber aus in Kapitel 7 näher erläuterten Gründen derzeit nicht geboten.

It would seem possible to formulate safety standards on subject matters PA1 through PA4. However, even though a treatment in KTA safety standards is basically possible, it is presently not called for for reasons elaborated on in Chapter 7.

Siedewasserreaktoren

Boiling Water Reactors

K1 Autarkes Einspeisesystem

Bei allen betroffenen Anlagen wurden Maßnahmen realisiert, die den Betrieb des Einspeisesystems bei gleichzeitigem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung und der Diesel-Notstromversorgung gewährleisten.

Eine Regelfähigkeit erscheint zur Zeit nicht gegeben.

C1 Independent Injection System

In all plants concerned, measures have been implemented that ensure proper operation of the (feed water) injection system in case of a simultaneous failure of the auxiliary power supply and the diesel emergency power supply.

A formulation of safety standards on this subject matter is apparently not possible at this time.

K2 Diversitäre Druckentlastung des RSB

Die Möglichkeit der diversitären Druckentlastung des RSB ist bei fast allen Anlagen gegeben.

Die Empfehlung wurde in allen Anlagen durch den Einbau bzw. Austausch mehrerer Bypassventile realisiert.

Es bestehen Unterschiede bezüglich Anzahl, Durchflußkapazität und Nutzung der installierten Bypassventile zwischen den Anlagen.

Eine Regelfähigkeit erscheint zur Zeit nicht gegeben.

C2 Diversitary Depressurization of the Containment Vessel

The possibility of a diversitary depressurization of the containment vessel is available in almost all plants.

The recommendation was implemented in all plants by the installation or replacement of several bypass valves.

Differences between plants exist regarding number, maximum flow rate and utilization of the installed bypass valves.

A formulation of safety standards on this subject matter is apparently not possible at this time.

K3 Zusätzliche Ein- u. Nachspeisemöglichkeiten in den RDB

Folgende Einspeisungen in den RDB sind bei den meisten Anlagen möglich (anlagenspezifische Unterschiede sind vorhanden):

- Einspeisung aus dem Speisewasserbehälter,
- Einspeisung aus dem Dichtungssperrwassersystem,
- Einspeisung aus dem Steuerstabspülwassersystem,
- Einspeisung aus dem Vergiftungssystem,
- Einspeisung aus dem Brennelementbecken mit Nachkühlstrang,
- Einspeisung aus den Deionatbehältern mit den Feuerlöschpumpen des Deionatfeuerlöschsystems,
- Einspeisung aus dem Trinkwassersystem,
- Einspeisung von Flußwasser mit dem stationären Feuerlöschsystem,
- Einspeisung von Flußwasser mittels mobiler Pumpen,

C3 Additional Possibility for Injection and Fill-up of the Reactor Pressure Vessel

The following injection possibilities into the reactor pressure vessel are available in most plants (plant-specific differences exist):

- injection from the feedwater tank,
- injection from the seal water tank,
- injection from the control rod flush water system,
- injection from the borating system,
- injection from the fuel assembly storage pool via a train from the residual heat removal system,
- injection from the demineralized water tank via fire pumps of the demineralized fire water system,
- injection from the drinking water system,
- injection of river water via the stationary fire suppression system,
- injection of river water via mobile pumps,

- Rückförderung aus dem Sicherheitsbehältersumpf mit dem Kernflutsystem.
- backfeeding from the containment sump with the core flooding system.

Für die Anlagen KRB B und KRB C sind folgende zusätzliche Einspeisemöglichkeiten realisiert:

- Direktverbindung des Kondensatsystems mit dem Speisewassersystem,
- zusätzliche Abfahrkühlleitung in Höhe der Speisewasserleitungsstutzen,
- Direkteinspeisung von Donauwasser.
- direct connection of the condensate system with the feed water system,
- additional shutdown cooling pipe at the height of the feed water pipe nozzle,
- direct injection of river water from the Danube.

Eine Regelfähigkeit erscheint zur Zeit nicht gegeben.

In the case of the power plants KRB B and KRB C the following injection possibilities have additionally been implemented:

A formulation of safety standards on this subject matter is apparently not possible at this time.

E1 Gefilterte Druckentlastung des SHB

Als Filteranlage für die Aerosol- und Jodrückhaltung wird ausschließlich die Kombination aus Gleitdruck-Venturiwäscher und Metallfaservliesfilter eingesetzt.

Die Ableitung der gefilterten Atmosphäre erfolgt über gesonderte Rohrleitungen entweder außerhalb des Kamins oder innerhalb des Kamins.

Aufgrund der gemeinsamen Lösung und der internationalen Erfahrungen erscheint das Thema aus technischer Sicht regelfähig. Eine nachträgliche Behandlung in KTA-Regeln ist grundsätzlich möglich, aber aus in Kapitel 7 näher erläuterten Gründen derzeit nicht geboten.

E1 Filtered Depressurization of the Containment Vessel

For the retention of aerosols and iodine a combination of a variable-pressure venturi gas scrubber and a metallic fiber fleece filter is used exclusively.

The filtered (containment) atmosphere is released through dedicated pipes either outside of the stack or inside the stack.

Due to the common solutions and due to international experience, it would seem possible from a technical point of view to formulate safety standards on this subject matter. However, even though a treatment in KTA safety standards is basically possible, it is presently not called for for reasons elaborated on in Chapter 7.

E2 Inertisierung des Reaktorsicherheitsbehälters

Die Inertisierung des RSB ist in allen Anlagen realisiert (bei KRB B und KRB C wird aus technischen Gründen nur die Inertisierung der Kondensationskammern vorgenommen).

Eine Regelfähigkeit erscheint zur Zeit nicht gegeben.

E2 Inertisation of the Containment Vessel Atmosphere

Inertisation of the containment vessel atmosphere has been implemented in all plants (at KRB B and KRB C only the steam suppression chamber is being inertised for technical reasons).

A formulation of safety standards on this subject matter is apparently not possible at this time.

S1 Gesicherter Gebäudeabschluß (Durchdringungsabschluß)

Die Maßnahmen zum gesicherten Gebäudeabschluß umfassen:

- regelmäßige Überprüfung für Rohre und Kabel auf Dichtheit, Funktionsprüfung für Schleusen, GBA-Armaturen und Lüftungsanschlüsse,
- RSB-Drucktests,
- größtenteils redundanter RSB Abschluß durch zwei in Reihe angeordnete GBA je RSB-Durchführung,
- Gewährleistung der Schließfunktion auch bei Ausfall
- regular inspection of pipes and cables for leak tightness, functional tests of the locks, containment isolation valves and venting valves,
- pressure tests of the containment,
- in most cases, redundant containment isolation is achieved by two containment isolation valves arranged in series for each containment penetration,
- assurance of the closure function also in the case of

L1 Assured Containment Isolation (Closure of the Penetrations)

The measures regarding an assured containment isolation comprise:

der Notstromversorgung, - störfallfeste Auslegung der zugehörigen elektrischen Einrichtungen, - langzeit-störfallfeste Kabeldurchführungen, - Lüftungsklappen für den Störfallbetrieb. Siehe DWR	failure of the emergency power supply, - incident resistant design of the corresponding electrical equipment, - long-term incident resistant cable penetrations, - venting dampers for operation in case of incidents. See PWR
S2 Wartenzuluftfilterung siehe DWR	L2 Supply-Air Filtering of the Main Control Room See PWR
S3 Probenahmesystem Reaktorsicherheitsbehälter siehe DWR	L3 Sampling System in the Containment Vessel See PWR
AD1 Notfallhandbuch siehe DWR	AD1 Emergency Manual See PWR
AD2 Schulung, Übungen, Planung von Notfallschutzmaßnahmen siehe DWR	AD2 Theoretical and Practical Training and Planning of Accident Management Measures See PWR
EM1 Sicherstellung der Notstromversorgung durch den Nachbarblock siehe DWR	PA1 Ensuring Emergency Power Supply from the Neighboring Plant Unit See PWR
EM2 Erhöhte Batteriekapazität siehe DWR	PA2 Increased Capacity of Batteries See PWR
EM3 Schnelle Netzzückschaltung siehe DWR	PA3 Prompt Restoration of Grid Supply See PWR
EM4 Zusätzlicher Netzanschluß über Erdkabel siehe DWR	PA4 Additional Mains Supply via Underground Cable See PWR

6 Formelle Behandlung von anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen in KTA-Regeln

Auftragsgemäß wird in diesem Kapitel auf die Frage der formellen Behandlung von anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen in KTA-Regeln eingegangen. Dies erfolgt unabhängig von der grundsätzlichen Entscheidung, ob anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen in KTA-Regeln behandelt werden sollen (siehe Kapitel 7).

Falls anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen ins KTA-Regelwerk aufgenommen werden, sollten diese klar getrennt von den übrigen Regelinhalten werden. Es muß klar zu unterscheiden sein zwischen Maßnahmen der Anlagenzustandsebenen 1 bis 4a (bestimmungsgemäßer Betrieb, anomaler Betrieb, Störfälle und sehr seltene Ereignisse) und anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen, da hier unterschiedliche Randbedingungen gelten.

Vom KTA-Präsidium wurde auf der 47. KTA-Sitzung vorgeschlagen, die anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen entweder in einem gesonderten Kapitel oder einem gesondert ausgewiesenen Anhang zu behandeln.

In KTA-Regeln, die ein solches eigenständiges Kapitel über anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen enthalten, sollte außerdem zusätzlich ein Abschnitt aufgenommen werden (z.B. unter „Grundlagen“ oder „Anwendungsbereich“), der die Abgrenzung der Anforderungen für Maßnahmen der Störfallvorsorge einerseits und Maßnahmen der Risikominimierung und zum anlageninternen Notfallschutz andererseits klar festlegt.

Dieser Abschnitt könnte z.B. folgendermaßen lauten:

Grundlagen

(1) Die Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) haben die Aufgabe, sicherheitstechnische Anforderungen anzugeben, bei deren Einhaltung die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist (§ 7 Absatz 2 Nr. 3 Atomgesetz), um insbesondere die im Atomgesetz und in der Strahlenschutzverordnung festgelegten sowie in den "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke" und in den "Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 StrlSchV" weiter konkretisierten Schutzziele zu erreichen (z.B. Einzelfehlerkriterium, Redundanz, Qualitätssicherung).

6 Formal Treatment of Plant-internal Accident Management Measures in KTA Safety Standards

This chapter, in accordance with the original intention of this report, deals with the formal treatment of plant-internal accident management measures in KTA safety standards. This is carried out independently of the basic decision still required whether or not plant-internal accident management measures should be treated in KTA safety standards (see Chapter 7).

Should plant-internal accident management measures be included in KTA safety standards, they then should be clearly separated from the remaining contents of the safety standards. It must clearly be distinguishable between measures pertaining to Plant Condition Levels 1 through 4a (i.e., specified normal operation including abnormal operation, incidents and very seldom events) and plant-internal accident management measures, since different boundary conditions apply.

In the 47th session of the KTA, its chair committee suggested to treat the plant-internal accident measures either in a separate section or in a correspondingly identified appendix.

Any KTA safety standards having such a special section on plant-internal accident management measures should also contain an additional paragraph (e.g. as part of **Basic Principles** or **Scope**) clearly delimiting the requirements regarding incident protection on one hand and risk minimization and plant-internal accident management on the other.

This paragraph could be formulated as follows:

Basic Principles

(1) The safety standards of the Nuclear Safety Standards Commission (KTA) have the task of specifying those safety related requirements which shall be met with regard to precautions to be taken in accordance with the state of science and technology against the hazards arising from the construction and operation of the facility (Sec. 7 Para. 2 no. 3 Atomic Energy Act), in order to attain the protection goals specified in the Atomic Energy Act and the Radiological Protection Ordinance (StrlSchV) and which are further detailed in "Safety Criteria for Nuclear Power Plants" and in "Guidelines for the Assessment of the Design of Nuclear Power Plants with Pressurized Water Reactors against Incidents pursuant to Sec. 28 StrlSchV - Incident Guide-

(2) Darüber hinaus geben die Regeln des Kerntechnischen Ausschusses Anforderungen für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen an, für die - ähnlich wie für die sehr seltenen Ereignisse - nur der Nachweis zu führen ist, daß die getroffenen Maßnahmen geeignet, sicherheitsgerichtet und wirksam sind.

(3) Aufgabe dieser Regel ist es, ...

1 Anwendungsbereich

Diese Regel ist auf ... anzuwenden.

Falls der KTA beschließen sollte, Notfallschutzmaßnahmen zu regeln, müßte das Vorgehen auch in einer entsprechenden Ergänzung des Merkblattes über „Inhalt, Aufbau, und äußere Form von sicherheitstechnischen Regeln des kerntechnischen Ausschusses (KTA)“ (KTA-Handbuch B 2.1) seinen Niederschlag finden.

Falls zu einer speziellen anlageninternen Notfallschutzmaßnahme eine Regelbarkeit vorliegt, die aus den in Kapitel 7 erläuterten Gründen geboten ist, und der KTA den Beschluß faßt, diese zu regeln, ist im Einzelfall zu entscheiden, ob die Maßnahme als eigenes Kapitel Teil einer bestehenden KTA-Regel werden kann oder ob eine neue KTA-Regel, die nur diese Notfallschutzmaßnahmen zum Thema hat, erarbeitet werden soll. Diese Prüfung kann jeweils durch die KTA-Geschäftsstelle bzw. den zuständigen Unterausschuß erfolgen

lines" (e.g., single failure criterion, redundancy, quality assurance).

(2) Furthermore, the safety standards of the Nuclear Safety Standards Commission specify those requirements regarding plant-internal accident management measures for which - similar to the very seldom events - the only proof required is that the measures taken are safety oriented and effective.

(3) This safety standard has the task of

1 Scope

This safety standard applies to

In case the KTA should decide to treat accident management measures in safety standards, these activities would also require an amendment of the guideline "Content, Structure and Formatting of Safety Standards of the Nuclear Safety Standards Commission (KTA)" (KTA Manual, Section B 2.1) .

In case the possibility for the formulation of standards for a specific plant-internal accident measure seems possible for reasons elaborated on in Chapter 7, and the KTA passes a resolution to this effect, then in each individual case it must be decided whether the measure should be incorporated as an individual section into an existing safety standard or whether a new safety standard is required for this accident management measure alone. This decision can be made by the KTA Secretariat or the competent KTA subcommittee.

7 Zusammenfassung und Vorschlag

Die Zusammenstellung der Forderungen aus dem Regelwerk und die Auflistung der in den Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland bereits realisierten Maßnahmen zeigt, daß aus rein technischer Sicht für einige anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen KTA-Regeln erstellt werden könnten:

K1	Sekundärseitige Druckentlastung (Sekundärseitiges Bleed) (DWR),
K2	Sekundärseitige Einspeisung (Sekundärseitiges Feed) (DWR),
E1	Gefilterte Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters (DWR und SWR),
S2	Wartenzuluftfilterung (DWR und SWR),
AD1	Notfallhandbuch (DWR und SWR),
AD2	Schulung/Übungen (DWR und SWR),
EM1	Sicherstellung der Notstromversorgung durch den Nachbarblock (DWR und SWR),
EM2	Erhöhte Batteriekapazität (DWR und SWR),
EM3	Schnelle Netzzückschaltung (DWR und SWR) und
EM4	Zusätzlicher Netzanschluß über Erdkabel (DWR und SWR).

Die Voraussetzung für die Arbeit des KTA gemäß §2 der „Bekanntmachung über die Neufassung der Bekanntmachung über die Bildung eines Kerntechnischen Ausschusses“, für die Aufstellung sicherheitstechnischer Regeln zu sorgen, sofern sich auf Gebieten der Kerntechnik eine einheitliche Meinung abzeichnet, ist hier insoweit erfüllt.

Die Prüfung der Notwendigkeit, insbesondere die Abwägung von Aufwand und Nutzen, wäre jedoch noch durchzuführen, auch unter Berücksichtigung der Feststellung der RSK, daß die Implementierung von anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen keine technische Voraussetzung für den sicheren Betrieb der Anlagen ist.

Davon unabhängig gelten für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen andere rechtliche und technische Randbedingungen als für Maßnahmen der Anlagenzustandsebenen 1 bis 3 bzw. 4a. Bisher wurden im KTA-Regelwerk nur Maßnahmen zu den Anlagenzustandsebenen 1 bis 3 (Bestimmungsgemäßer Betrieb und Störfälle)

7 Summary and Suggestions

The compilation of requirements from safety standards, guidelines and recommendations and of the measures already implemented in nuclear power plants of the Federal Republic of Germany shows that, strictly from a technical point of view, KTA safety standards could be prepared on several plant-internal accident management measures:

C1	Secondary bleed (PWR),
C2	Secondary feed (PWR),
E1	Filtered depressurization of the containment vessel (PWR and BWR),
L2	Supply-air filtering of the main control room (PWR and BWR),
AD1	Emergency manual (PWR and BWR),
AD2	Theoretical and practical training (PWR and BWR),
PA1	Ensuring emergency power supply from the neighboring plant unit (PWR and BWR),
PA2	Increased capacity of batteries (PWR and BWR),
PA3	Prompt restoration of grid supply (PWR and BWR),
PA4	Additional mains supply via underground cable (PWR and BWR).

Thus, the major prerequisite for activities of the KTA is fulfilled, namely to initiate the formulation of safety standards only in those areas of nuclear technology where a uniform opinion has emerged (see Sec. 2 "Amendment to the Official Bulletin on the Formation of a Nuclear Safety Standards Commission").

However it would still be necessary to check the need for such standardization and weigh the efforts involved with the benefits achieved under special consideration of the statement by the RSK that the implementation of plant-internal accident management measures does not constitute a technical prerequisite for the safe operation of the plants.

Apart from these considerations, different legal and technical boundary conditions are given for plant-internal accident management measures than for measures regarding Plant Condition Levels 1 through 3 and 4a. Up to now, only measures pertaining to Plant Condition Levels 1 through 3 (specified normal condition and incidents) have

behandelt.

Die KTA-Geschäftsstelle empfiehlt, zunächst den hier vorgelegten Bericht als Materialsammlung dem KTA zur zustimmenden Kenntnisnahme vorzulegen.

been treated in KTA safety standards.

For the present, the KTA Secretariat recommends to ask the KTA simply for an approving consent to the present report as a collection of pertinent material.

8 Literatur

zu Kapitel 2

- BMU: "Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Bekanntmachungen des BMU".
- E. Grauf: "Schulung für den Notfallschutz", Vortrag (1993).
- KTA-GS: "Bericht - Sicherheitstechnische Grundbegriffe", KTA-GS-58 (1989).
- "Abschlußbericht über die Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland durch die RSK; Empfehlung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)" (23. November 1988).

zu Kapitel 3

- J. Hutter, H. Klonk, F. Seidel, J. Ziegenhagen: "Stand der Umsetzung der von der Reaktor-Sicherheitskommission empfohlenen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes in den Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland (ohne Anlagen mit Reaktoren des Typs WWER)", KT-IB-12 (1992).
- H.P. Berg, Th. Fröhmel: "Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet des anlageninternen Notfallschutzes zur Verminderung von Unfallfolgen bei Druckwasserreaktoren", KT-IB-3 (1991).
- H.P. Berg, Th. Fröhmel: "Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet des anlageninternen Notfallschutzes zur Verminderung von Unfallfolgen bei Siedewasserreaktoren", KT-IB-4 (1991).
- "AM-Maßnahmen zur Schadensbegrenzung bei Unfällen mit schweren Kernschäden in Kernkraftwerken", Vorträge im Rahmen des 13. Seminars des Fachbereichs KT, KT-IB-16 (1993).
- J. Hutter, H. Klonk, F. Seidel, J. Ziegenhagen: "Stand der Umsetzung der von der Reaktor-Sicherheitskommission empfohlenen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes in den Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland (ohne Anlagen mit Reaktoren des Typs WWER)", KT-IB-12-REV-1 (1994).

8 Literature

re Chapter 2

- BMU: "Manual on Reactor Safety and Radiological Protection, Official Publications of the BMU"
- E. Grauf: "Training for Accident Management", lecture (1993)
- KTA Secretariat: "Report - Safety Related Fundamental Definitions", KTA-GS-58 (1989)
- "Final Report on the Results of the Safety Assessment of the Nuclear Power Plants in the Federal Republic of Germany by the RSK; Recommendations of the Reactor Safety Commission (RSK)" (Nov. 23, 1988)

re Chapter 3

- J. Hutter, H. Klonk, F. Seidel, J. Ziegenhagen: "Status of the Realization in German Nuclear Power Plants (with the Exception of Plants with VVER-type Reactors) of the Recommendations by the Reactor Safety Commission with Respect to Plant-internal Accident Management Measures", KT-IB-12 (1992).
- H.P. Berg, Th. Fröhmel: "State of Science and Technology in the Field the Plant-internal Accident Management for the Mitigation of Accidents in Pressurized Water Reactors", KT-IB-3 (1991).
- H.P. Berg, Th. Fröhmel: "State of Science and Technology in the Field the Plant-internal Accident Management for the Mitigation of Accidents in Boiling Water Reactors", KT-IB-4 (1991).
- "AM Measures for the Mitigation of Damages in the Case of Accidents with Serious Core Degradation in Nuclear Power Plants", lectures held during the 13th seminar of department KT, KT-IB-16 (1993).
- J. Hutter, H. Klonk, F. Seidel, J. Ziegenhagen: "Status of the Realization in German Nuclear Power Plants (with the Exception of Plants with VVER-type Reactors) of the Recommendations by the Reactor Safety Commission with Respect to Plant-internal Accident Management Measures", KT-IB-12-REV-1 (1994).

zu Kapitel 4

- M. Sonnenkalb (Editor): "Proceedings of the 1. OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Instrumentation to Manage Severe Accidents", GRS-93 (ISBN 3-923875-43-6) (1993).
- OECD-NEA, Report by a group of Experts: "Positive/Negative Aspects of Measures to Protect the Containment" (1993).
- CSNI's Task group on Containment Aspects of Severe Accident Management (CAM): "Hydrogen Management Techniques in Containment", NEA/CSNI/R(93)2 (1993).
- GRS: "Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke", Verlag TÜV Rheinland, ISBN 3-88585-013-3 (1981).
- GRS: "Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke Phase B", Verlag TÜV Rheinland, ISBN 3-88585-809-6 (1989).
- KTA-GS: "Statusbericht zum Konzept: Klassifizierung von Ereignisabläufen für die Auslegung von Kernkraftwerken", KTA-GS-47 (1985).

zu Kapitel 6

- Protokoll der 47. KTA-Sitzung am 15.6.1993 in Köln

zu Kapitel 7

- Bekanntmachung über die Neufassung der Bekanntmachung über die Bildung eines Kerntechnischen Ausschusses vom 20.07.1990 (BAnz. Nr. 144,1990)

zu Anhang A

- Auszüge aus M. Sonnenkalb, H. Zabka: "Informationsbedarf und Instrumentierung bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen in DWR- und SWR-Anlagen (präventiver Bereich)" (GRS-A-1876, 1991).
- Auszüge aus M. Sonnenkalb, H. Zabka: "Informationsbedarf und Instrumentierung bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen in DWR- und SWR-Anlagen (mitigativer Bereich)" (GRS-A-2089, 1992).

re Chapter 4

- M. Sonnenkalb (Editor): "Proceedings of the 1. OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Instrumentation to Manage Severe Accidents", GRS-93 (ISBN 3-923875-43-6) (1993).
- OECD-NEA, Report by a group of Experts: "Positive/Negative Aspects of Measures to Protect the Containment" (1993).
- CSNI's Task group on Containment Aspects of Severe Accident Management (CAM): "Hydrogen Management Techniques in Containment", NEA/CSNI/R(93)2 (1993).
- GRS: "German Risk Study Nuclear Power Plants", Publisher TÜV Rheinland, ISBN 3-88585-013-3 (1981).
- GRS: "German Risk Study Nuclear Power Plants Phase B", Publisher TÜV Rheinland, ISBN 3-88585-809-6 (1989).
- KTA-Secretariat: "Status of Concept Report: Classification of Event Sequences for the Design of Nuclear Power Plants", KTA-GS-47 (1985)

re Chapter 6

- Minutes of the 47th KTA-Session on June 15, 1993 in Cologne

re Chapter 7

- Amendment of the Official Publication on the Formation of a Nuclear Safety Standards Commission of July 20, 1990 (BAnz No. 144, 1990)

re Appendix A

- Excerpts from M. Sonnenkalb, H. Zabka: "Necessary Information and Instrumentation in the Case of Events Beyond the Design Basis in PWR and BWR Power Plants (Preventive Range)" (GRS-A-1876, 1991).
- Excerpts from M. Sonnenkalb, H. Zabka: "Necessary Information and Instrumentation in the Case of Events Beyond the Design Basis in PWR and BWR Power Plants (Mitigative Range)" (GRS-A-2089, 1992).

Anhang A

Fragestellungen aus der Forschung

Über die im Hauptteil behandelte Einordnung hinaus werden in diesem Anhang auch Ergebnisse aus zwei Berichten zum Notfallschutz bezüglich möglicher Ereignisabläufe (und kombinierter Ereignisabläufe) zusammengestellt. Die aus den Berichten von M. Sonnenkalb und H. Zabka: "Informationsbedarf und Instrumentierung bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen in DWR- und SWR-Anlagen (präventiver Bereich)" (GRS-A-1876, 1991) und "Informationsbedarf und Instrumentierung bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen in DWR- und SWR-Anlagen (mitigativer Bereich)", (GRS-A-2089, 1992) zitierten Fragestellungen werden jeweils unter der Überschrift als "Fragestellungen aus der Forschung" aufgelistet.

Bei der Einordnung der aus diesen Berichten übernommenen Fragestellungen wurde die GRS-Gliederungsbezeichnung mit übernommen, um im Bedarfsfalle ein leichteres Auffinden in den Originalberichten zu ermöglichen.

Appendix A

Issues Raised in the Course of Research Activities

In addition to the correlation treated in the main part, this appendix presents the results of two reports on accident management with respect to possible event sequences (and combined event sequences). The issues cited as "Issues Raised During Research Activities" are taken from the reports by M. Sonnenkalb, H. Zabka: "Necessary Information and Instrumentation in the Case of Events Beyond the Design Basis in PWR and BWR Power Plants (Preventive Range)" (GRS-A-1876, 1991) and M. Sonnenkalb, H. Zabka: "Necessary Information and Instrumentation in the Case of Events Beyond the Design Basis in PWR and BWR Power Plants (Mitigative Range)" (GRS-A-2089, 1992).

In correlating the issues taken from these reports, the GRS ordering characterization is also cited in order to simplify locating the issues in the original reports if so desired.

R Kontrolle der Reaktivität (DWR)

- A1A1 Versagen Anregung (Hand-RESA, Unterbrechung. Stromversorgung in der Schaltanlage, Aufborierung, Primäre Druckentlastung und Aufborierung, Sicherstellung der Borwasservorräte)
- A1A2 Mechanisches Versagen (Aufborierung, Primäre Druckentlastung und Aufborierung, Sicherstellung der Borwasservorräte)
- A1B1 Unzureichende Borierung (Aufborierung, Unterbrechung des Abfahrens)
- A1B2 Eindringen von Speisewasser (Aufborierung, Druckausgleich zw. Primär- u. Sekundärseite, Unterbrechung der Speisewasserzufuhr zum defekten DE, Sicherstellung der Borwasservorräte)
- (A1B3 Sumpfumwälzbetrieb und kleines Leck sekundärseitig Reflux-Kondenser-Mode)
- (A1B4 Notstromfall beim An- und Wiederaufahren)

R Reactivity Control (PWR)

- A1A1 Failure of actuation (manual reactor trip, interruption of power supply in the switch gear facility, increase of boration, primary depressurization and increase of boration, assuring the borated water supply)
- A1A2 Mechanical failure (increase of boration, primary bleed and increase of boration, assuring borated water supply)
- A1B1 Insufficient boration (increase of boration, interruption of shut-down operation)
- A1B2 Infiltration of feedwater (increase of boration, pressure equalization between primary and secondary loop, interruption of feedwater supply to failed steam generator, assuring borated water supply)
- (A1B3 Sump recirculation operation and small break in the secondary loop, reflux-condenser mode)
- (A1B4 Emergency power operation during start-up and during renewed start-up)

R Kontrolle der Reaktivität (SWR)

- A1A1 Versagen Anregung (Hand-RESA, Not-Borierung,

R Reactivity Control (BWR)

- A1A1 Failure of actuation (manual reactor trip, emergency

Sicherstellung der Borwasservorräte)

boration, assuring borated water supply)

A1A2 Mechanisches Versagen (Not-Borierung)

A1A2 Mechanical failure (emergency boration)

A1B1 Unzureichende Borierung (stärkere Borierung, Unterbrechen des Abfahrens)

A1B1 Insufficient boration (increased boration, interruption of start-up)

A1B2 Deionateinspeisung (stärkeres Borieren, Unterbrechung der Speisewasserzufuhr)

A1B2 Injection of demineralized water (increased boration, interruption of feedwater supply)

K Kühlung der Brennelemente (DWR)

F Fuel Element Cooling (PWR)

A2A1 Kühlmittelverlust bei niedrigem Druck (Nutzung der ND-Einspeisung des Not- u. Nachkühlsystems)

A2A1 Loss of coolant at low pressure (utilization of low-pressure safety injection of emergency cooling and residual heat removal system)

A2A2 Kühlmittelverlust bei hohem Druck (Hauptkühlmittellagerung/-ergänzung, Nutzung der HD-Sicherheitseinspeisung)

A2A2 Loss of coolant at high pressure (replenishment from main coolant supply, utilization of high-pressure safety injection)

A2A3 Unzureichende Kühlmittelvorräte

A2A3 Insufficient coolant supply

A2A4 Kühlmittelverlust außerh. Sicherheitsbeh. (Absperren von Anschlußleitungen, Externes Notkühlssystem, Auslegung der angeschl. Systeme für hohen Druck)

A2A4 Loss of coolant outside of the containment vessel (isolation of connecting pipes, external emergency cooling system, design of connected system for high pressures)

A2A5 DE-Heizrohrleck (Absperren des defekten DE, Absperren aller intakten DE, Außerbetriebnahme der HD-Sicherheitseinspeisung, Sekundärseitige Druckentlastungsvarianten, Mitte-Loop-Betrieb bei vorgesehener Absperrung von außen)

A2A5 Steam generator tube rupture (isolation of failed steam generator, isolation of all non-failed steam generators, shutdown of high-pressure safety injection, secondary bleed variants, mid-loop operation with the planned isolation from outside)

A2B1 Ausfall Nachkühlkette (Sekundärseitige Wärmeabfuhr, SB-Druckentlastung, sonstige Maßnahmen)

A2B1 Failure of residual heat removal (secondary loop heat removal, depressurization of containment vessel, other measures)

A2B2 Beeinträchtigung des Kühlmittelumlaufs (Zuschalten HKP, Ausspeisen mit Volumenregelsystem)

A2B2 Impairment of the coolant circulation (start-up of main coolant pump, system depletion by volumetric control system)

A2C1 Ausfall DE-Einspeisung (Sekundärseitiges Bleed, Sekundärseitiges Feed mit: Speisewasserleitung, mobilen Pumpen, Speisewasserbehälter, Nutzung vorhandener Wasservorräte des Nachbarblockes, Vorbereitung von Notverbindungen)

A2C1 Failure of the steam generator supply line (secondary bleed, secondary feed with: feed water supply line, mobile pumps, feed water supply tank, utilizing water supplies of neighboring plant unit, preparation of emergency connections)

A2C2 Ausfall FD-Abgabe (+ kl. Leck) (Sekundärseitiges Bleed und Feed, Nutzen Stütz-/Hilfsdampfleitung)

A2C2 Failure of main steam relief (plus small break) (secondary bleed and feed, utilization of pegging or auxiliary steam piping system)

K Kühlung der Brennelemente (SWR)

- A2A1 Unzureichende Einspeisung in den Reaktor (Nutzung vorhandener Pumpen (Feuerlöschsystem), Nutzung mobiler Pumpen (Fluß-, Trinkwasser), Nutzung turbinengetriebener Einspeisesysteme, Nutzung Speisebehälter einspeisung)
- A2A2 Füllstand in der KoKa zu niedrig (Nutzung alternativer Einspeisungen (Speisebehälter, Feuerlöschsystem, mobile Pumpen))
- A2A3 SB-Überdruck (SB-Venting, Gebäudesprühsystem)
- A2A4 KM-Verlust außerhalb SB (Bypass) (Absperren von Anschlußleitungen)
- A2B1 Strömungsblockage im Kern (Nutzung alternativer Einspeisungen)
- A2C1 Ausfall Dampf abfuhr (Reparaturstrategien, Armaturenöffnung von Hand (S/E-Ventile, Hilfsdampfleitungen, -armaturen))
- A2C2 Unzureichende Wärmeabfuhr aus KoKa (Reparaturstrategien)

F Fuel Element Cooling (BWR)

- A2A1 Insufficient steam supply to the reactor (utilization of available pumps (fire suppression system), utilization of mobile pumps (river water, potable water), utilization of turbine driven injection systems, utilization of feed-water supply)
- A2A2 Level too low in steam suppression chamber (utilization of other supplies (feed-water vessel, fire suppression system, mobile pumps))
- A2A3 Overpressure in containment vessel (containment venting, containment spray system)
- A2A4 Loss of coolant outside of the containment vessel (bypass) (isolation of connecting pipes)
- A2B1 Steam flow obstruction in the core (utilization of other supplies)
- A2C1 Failure of steam blow-off (repair strategies, manual actuation of valves (safety relief valves, pipes and valves of auxiliary steam system))
- A2C2 Insufficient heat removal from steam suppression chamber (repair strategies)

E Einschluß der radioaktiven Stoffe (DWR)

- B1A1 Brennstab-Oxidieren, -Blähen, -Bersten (Nutzung Volumenregel- u. Zusatzboriersystem, Nutzung alt. HD-Einspeisung, Zusch. HKP)
- B1A2 Brennstab-Sprödbbruchversagen (Abfahren und Erhaltung der Kernkühlung, Nutzung Volumenregel- u. Zusatzboriersystem, Nutzung alt. HD-Einspeisung)
- B1B1 Schmelzen bei niedrigem Druck (Nutzung Volumenregel- u. Zusatzboriersystem, Nutzung alt. HD-Einspeisung)
- B1B2 Schmelzen bei hohem Druck (Nutzung Volumenregel- u. Zusatzboriersystem, Nutzung alt. HD-Einspeisung, Prim. Bleed und Nutzung alt. ND-Einspeisg.)
- B2A1 Überdruck im RDB (Sek. seitige Wärmeabfuhr, Prim. Bleed, Autom. Borierung mit größerer Einsp.rate, zusätzliche DH-SIV)
- B2A2 Dampfexplosion bei niedrigem Druck (Vermeiden

C Confinement of Radioactive Materials (PWR)

- B1A1 Oxidation, swelling and bursting of fuel rod (utilization of volumetric control system and extra borating system, utilization of alternate high-pressure safety injection, start-up of main coolant pump)
- B1A2 Brittle failure of fuel rod (shutdown and continuation of core cooling, utilization of volumetric control system and extra borating system, utilization of alternate high-pressure safety injection)
- B1B1 Fuel melting at low pressure (utilization of volumetric control system and extra borating system, utilization of alternate high-pressure safety injection)
- B1B2 Fuel melting at high pressure (utilization of volumetric control system and extra borating system, utilization of alternate high-pressure safety injection, primary bleed and utilization of alternate low-pressure safety injection)
- B2A1 Overpressure in reactor pressure vessel (secondary loop heat removal, primary bleed, automatic boration with increased injection rate, additional pressurizer safety relief valves)
- B2A2 Steam explosion at low pressure (preventing a

	PKL-Druck < 10 bar, Entwässerung unteres Plenum, Konstr. Gestaltung des unteren Plenums, KM-Zusätze)		primary loop pressure < 10 bar, draining lower plenum, appropriate design of lower plenum, main-coolant additives)
B2B1	Thermoschock (Durchmischung eingespeisten Wassers (Zuschalten HKP))	B2B1	Thermal shock (mixing of injected water (start-up of main coolant pump))
B2B2	Durchschmelzen des RDB (Alternative Bespeisung, Kühlung des RDB von außen)	B2B2	Melt-through of reactor pressure vessel (alternate coolant injection, exterior cooling of reactor pressure vessel)
B2B3	HD-Versagen RDB-Boden (Prim. Bleed, Alternative Bespeisung, Kühlung des RDB von außen)	B2B3	High pressure failure of bottom head of reactor pressure vessel (primary bleed, alternate coolant injection, exterior cooling of reactor pressure vessel)
C1A1	Hoher Dampfgehalt im SB (ND-Umwälzbetrieb, Fluten des Sumpfes, Umluftkühler, SB-Sprühen, Erhöhung der Ringraum-Kühlung, SB-Druckentlastung)	C1A1	High steam content in containment vessel (low-pressure recirculation operation, flooding of containment sump, air-recirculation cooler, containment spraying, increased cooling of annulus, containment depressurization)
C1A2	Hoher Anteil nichtkondensierb. Gase (Katalytische Rekombination, Zünder, Vermeiden Schmelze-Beton Wechselwirkung)	C1A2	High content of non-condensable gasses (catalytic recombination, igniters, preventing corium-concrete interaction)
C1B1	DCH (Direct Containment Heating) (Prim. Bleed, Gestaltung Reaktorkaverne, Zusätzliche Barrieren)	C1B1	Direct containment heating (primary bleed, design of reactor cavern, additional barriers)
C1B2	Ex-Vessel Dampfexplosion (Zusätzliche Barrieren)	C1B2	Steam explosion outside of reactor pressure vessel (additional barriers)
C1B3	H ₂ -Verbrennung (Katalytische Rekombination, Zünder, Inertisieren)	C1B3	Hydrogen combustion (catalytic recombination, igniters, inertisation)
C1C1	Niedriger Anteil nichtkondensierbarer Gase (Begrenzen der SB-Druckentlastung, Fluten des Sumpfes/Wasserzufuhr auf Schmelze, Öffnen von Lüftungsleitungen)	C1C1	Low content of non-condensable gasses (limiting the containment vessel depressurization, flooding of containment sump / water supply to corium, opening of ventilation ducts)
C2A1	Sehr hoher Energieeintrag (SB-Sprühen, Umluftkühler, Erhöhung der Ringraum-Kühlung, SB-Druckentlastung)	C2A1	Very high energy insertion (containment spraying, air-recirculation cooler, increased cooling of annulus, containment depressurization)
C3A1	Durchschmelzen Stahlschale im Fundamentbereich (Core Catcher, hochtemp. beständiger Beton, Wasserzufuhr auf Schmelze (Fluten des Sumpfes))	C3A1	Melt-through of steel shell in the foundation (core catcher, high-temperature resistant concrete, water supply to corium (flooding of containment sump))
C3B1	Versagen SB-Abschluß (spez. AM-Prozeduren zum Schließen der Armaturen, SB-Sprühen, SB-Druckentlastung)	C3B1	Failure of containment isolation (special accident management procedures for closing the valves, containment spraying, containment depressurization)
C3B4	Leck in SB-Hülle/Durchdringungen (Besprühen des Lecks, SB-Sprühen, SB-Druckentlastung, Schutz der Durchdringungen)	C3B4	Leakage in containment vessel or penetrations (local spraying of leakage, containment spraying, containment depressurization, protection of penetrations)
C4A1	In- u. Ex-Vessel Dampfexplosion (siehe Pfad B2A2)	C4A1	Steam explosion inside and outside of reactor pressure vessel (see path B2A2)
C4A2	H ₂ -Detonation (Katalytische Rekombination, Zünder, Inertisieren, zusätzliche Barrieren zum Schutz der Stahlhülle)	C4A2	Hydrogen detonation (catalytic recombination, igniters, inertisation, additional barriers to protect steel containment vessel)
C4A3	HD-Versagen des RDB (Prim. Bleed, Verstärkung der RDB-Verankerung, zusätzliche Barrieren)	C4A3	Overpressure failure of reactor pressure vessel (primary bleed, reinforced anchoring of reactor pressure vessel, additional barriers)

E Einschluß der radioaktiven

C Confinement of Radioactive

Stoffe (SWR)

Materials (BWR)

B1A1	Steuerstab abschmelzen (Alternative Einspeisemögl., Borsäureeinspeisung)	B1A1	Meltdown of control rod (alternate possibility for coolant injection, boric acid injection)
B1B1	Unzureichende Wasserzufuhr (Reduktion Leckrate, Alternative Einspeisemöglichkeit)	B1B1	Insufficient water supply (reduction of leakage rate, alternate possibility for coolant injection)
B1B2	Veränderung der Kerngeometrie (Alternative Einspeisemöglichkeit)	B1B2	Change of core geometry (alternate possibility for coolant injection)
B2A1	Überdruck im RDB (Druckentlastung, Kontrolle Füllstand)	B2A1	Overpressure in reactor vessel (depressurization, fill-level control)
B2A2	Dampfexplosion niedriger Druck (Kontrolle Einspeiserate, KM-Zusätze)	B2A2	Steam explosion at low pressure (coolant feed rate control, coolant additives)
B2B1	Schmelze-Struktur-Wechselwirkung (Fluten des SB, Kühlung des RDB von außen)	B2B1	Corium-structure interaction (flooding of containment sump, exterior cooling of reactor pressure vessel)
C1A1	ger. Anteil nichtkond. Gase beim Sprühen (SB-Sprühen begrenzen, SB-Druckentlastung begrenzen)	C1A1	Low content of non-condensable gasses when spraying (limiting the containment spraying, limiting the containment depressurization)
C1A2	Versagen der Druckausgleichsklappe beim Sprühen (SB-Sprühen begrenzen, Öffnen von Lüftungsleitungen)	C1A2	Failure of pressure equalization device when spraying (limiting the containment spraying, opening ventilation ducts)
C1B1	wenig Wasser in KoKa (Alternative Einspeisung in KoKa, Alternative Wasserressourcen)	C1B1	Low water level in pressure suppression pool (alternate water supply to pressure suppression pool, alternate water resources)
C1B2	hohe Energiezufuhr in KoKa (SB-Druckentlastung, Alternative Einspeisung in KoKa)	C1B2	High energy introduction to pressure suppression pool (containment depressurization, alternate water supply to pressure suppression pool)
C1B3	Druckabbaufunktion (KoKa) eingeschränkt (SB-Sprühen, SB-Druckentlastung)	C1B3	Reduced pressure suppression function of pressure suppression pool (containment spraying, containment depressurization)
C1C1	geringe Energieabfuhr aus Druckkammer (SB-Sprühen, Alternative Druckkammer-Kühlung, SB-Druckentlastung)	C1C1	Low energy removal from drywell (containment spraying, alternate drywell cooling, containment depressurization)
C1C2	H ₂ -Verbrennung (bei nicht inertisiertem SB) (Nachinertisieren, Rekombination)	C1C2	Hydrogen combustion (in case of non-inertised containment) (post-inertisation, hydrogen recombination)
C1C3	RDB/SB hohe Dampfproduktion (SB-Sprühen, Alternative Einspeisung in RDB)	C1C3	High steam production in reactor vessel and containment (containment spraying, alternate coolant supply to reactor pressure vessel)
C1C4	schnelle Aufheizung der Druckkammer (DCH) (SB-Sprühen, RDB-Druckentlastung)	C1C4	Fast heat up of drywell (direct containment heating) (containment spraying, reactor vessel depressurization)
C1C5	Nichtkondensierbare Gase u. Wasser in Druckkammer (SB-Druckentlastung, Drainage)	C1C5	Non-condensable gasses and water in drywell (containment depressurization, draining)
C1C6	Ex-Vessel Dampfexplosion (SB-Sprühen, Fluten des SB)	C1C6	Steam explosion outside of reactor vessel (containment spraying, containment flooding)
C2A1	Hohe Energiezuführung (DCH) (SB-Sprühen, RDB-Druckentlastung)	C2A1	High energy insertion (direct containment heating) (containment spraying, reactor vessel depressurization)
C2A2	Ungenügende Wärmeabfuhr (SB-Atmosphäre) (SB-Sprühen, Alternative SB-Kühlfunktion)	C2A2	Insufficient heat removal (containment atmosphere) (containment spraying, alternate containment cooling)

function)

C2B1 Durchschmelzen der Stahlschale (Fluten des SB)

C2B1 Melt-through of metal containment shell (flooding of containment)

C2B2 Schmelze-Beton Wechselwirkung (Fluten des SB, Einsatz von hochfesten Materialien)

C2B2 Interaction between corium and concrete (flooding of containment, use of high strength materials)

S Begrenzung der Strahlenexposition (DWR)

L Limitation of Radiation Exposure (PWR)

D1A1 trockene Beton/Schmelze WW (Fluten des Sumpfes/Wasservorlage über Schmelze)

D1A1 Interaction between dry concrete and corium (flooding of containment vessel sump / creation of water level above corium)

D1B1 Aerosol-Verteilung (SB-Sprühen, Chemische Reaktion)

D1B1 Aerosol distribution (containment spraying, chemical reaction)

D1B2 Verteilung gasförmiger Stoffe (Chemische Reaktion, SB-Sprühen)

D1B2 Distribution of gaseous materials (chemical reaction, containment spraying)

D1C1 pH-Wert zu niedrig (Zusatz basischer Stoffe, Fluten des Sumpfes/Verdünnung)

D1C1 Ph-value too low (addition of basic materials, flooding of containment vessel sump / dilution)

D1C2 Radiolyse (Fluten des Sumpfes/Abkühlung)

D1C2 Radiolysis (flooding of containment vessel sump / cooling down)

D1C3 Wassertemperatur zu hoch (Nachkühlsysteme zuschalten, Fluten des Sumpfes/Abkühlung)

D1C3 Water temperature too high (start-up of residual heat removal systems, flooding of containment vessel sump / cooling down)

D2A1 Überdruckversagen des SB (Gefilterte SB-Druckentlastung, SB-Sprühen)

D2A1 Overpressure failure of containment vessel (filtered containment vessel depressurization, containment vessel spraying)

D2A2 Versagen SB-Abschluß/Leck im SB (Gefilterte SB-Druckentlastung, SB-Sprühen)

D2A2 Failure of containment isolation / leakage inside containment vessel (filtered containment vessel depressurization, containment vessel spraying)

D2B1 Auslaugungsprozeduren (Abpumpen des Grundwassers, Spundwände, Einsatz flüssigen Stickstoffs, Core Catcher)

D2B1 Leaching procedures (pumping off ground water, sheet piling, deployment of liquid nitrogen, core catcher)

D2C1 Leck im Wasserbereich (Absperren des Lecks, Rückpumpen in den SB)

D2C1 Leakage in the water region (closing the leak, pumping back into the containment vessel)

D3A1 DE-Heizrohrleck (Prim. Bleed, Fluten sek.seitig des defekten DE)

D3A1 Steam generator tube rupture (primary bleed, secondary flooding of the failed steam generator)

D3A2 Kühlmittelverlust außerhalb SB (Prim. Bleed, Altern. Absperrmaßnahmen, Besprühung oder Fluten des Lecks)

D3A2 Loss of coolant outside of containment vessel (primary bleed, alternate isolation measures, spraying or flooding of the leak)

S Begrenzung der Strahlenexposition (SWR)

L Limitation of Radiation Exposure (SWR)

C3A1 Versagen SB-Abschluß (manuelles Schließen der Armaturen, SB-Sprühen, SB-Druckentlastung)

C3A1 Failure of containment vessel isolation (manual closing of isolation valves, containment spraying, containment depressurization)

C3A2 Leck in SB-Hülle/Durchdringungen (SB-Sprühen, Besprühen des Lecks, SB-Druckentlastung, konstr.)

C3A2 Leakage in containment vessel or penetrations (local spraying of leakage, containment spraying, contain-

Schutz der Durchdringung)	ment depressurization, constructive protection of penetrations)
C4A1 Ex- oder In-Vessel Dampfexplosion (KM-Additive, Zusätzliche Barrieren)	C4A1 Steam explosion outside or inside of reactor vessel (coolant additives, additional barriers)
C4A2 H ₂ -Detonation (bei nicht-inertisiertem SB) (Rekombination, Zusätzliche Barrieren)	C4A2 Hydrogen detonation (in case of non-inertised containment) (post-inertisation, hydrogen recombination)
C4A3 RDB-Überdruck-Versagen (RDB-Druckentlastung)	C4A3 Overpressure failure of reactor vessel (reactor vessel depressurization)
D1A1 Beton/Schmelze Wechselwirkung (Fluten des SB/Wasservorlage über Schmelze)	D1A1 Interaction between concrete and corium (flooding of containment vessel sump / creation of water level above corium)
D1B1 Aerosol-Verteilung (SB-Sprühen, Chemische Reaktion, KoKa-Wasserablaß zur Reinigungsanlage)	D1B1 Aerosol distribution (containment spraying, chemical reaction, water drain-off from pressure suppression pool to the purification system)
D1B2 Verteilung gasförmiger Stoffe (Chemische Reaktion, SB-Sprühen)	D1B2 Distribution of gaseous materials (chemical reaction, containment spraying)
D1C1 pH-Wert zu niedrig (Zusatz basischer Stoffe, Fluten des SB/Verdünnung)	D1C1 Ph-value too low (addition of basic materials, flooding of containment vessel / dilution)
D1C2 Radiolyse (Fluten des SB/Abkühlung)	D1C2 Radiolysis (flooding of containment vessel / cooling down)
D1C3 Wassertemperatur zu hoch (Nachkühlsysteme zuschalten, Fluten des SB/Abkühlung)	D1C3 Water temperature too high (start-up of residual heat removal systems, flooding of containment vessel / cooling down)
D2A1 Überdruckversagen des SB (Gefilterte SB-Entlastung)	D2A1 Overpressure failure of containment vessel (filtered containment vessel depressurization)
D2A2 Versagen SB-Abschluß/Leck im SB (SB-Sprühen, Gefilterte SB-Entlastung)	D2A2 Failure of containment isolation / leakage inside containment vessel (containment vessel spraying, filtered containment vessel depressurization)
D2B1 Auslaugungsprozeduren (Abpumpen Grundwasser, Spundwände, Einsatz flüssigen Stickstoffs)	D2B1 Leaching procedures (pumping off ground water, sheet piling, deployment of liquid nitrogen)
D2C1 Leck im Wasserbereich (Absperren des Lecks, Rückpumpen in den SB)	D2C1 Leakage in the water region (closing the leak, pumping back into the containment vessel)
D3A1 Kühlmittelverlust außerhalb SB (RDB-Druckentlastung, Alternative Absperurmaßnahmen, Besprühen oder Fluten des Lecks)	D3A1 Loss of coolant outside of containment vessel (reactor vessel depressurization, alternate isolation measures, spraying or flooding of the leak)

ZV Zuverlässigkeit (DWR u. SWR)

nicht explizit aufgeführt

RY Reliability (PWR and BWR)

not explicitly mentioned

GA Gesamtanlage (DWR und SWR)

nicht explizit aufgeführt

PG Plant, General (PWR and BWR)

not explicitly mentioned

AD Administratives (DWR und

AD Administrative Measures (PWR

SWR)

- Notfallschutzübungen
- Mensch-Maschine-Wechselwirkung
- Meldewege

and BWR)

- Accident management training
- Man-machine interface
- Paths of notification

LT Leittechnik (DWR und SWR)

A3B1 Unzureichende Beleuchtung/Kommunikation (Provisorische Beleuchtung durch Akku-Handlampen bzw. mobile Aggregate, Kommunikation durch: IBS-Telephonanlage, Handsprechfunkgeräte, Aufbereitung von Prozessinformationen für Krisenmanagement)

A3B2 zu geringer Luftaustausch (Zuluftfilterung Warte, Verbesserung Luftaustausch (z.B. Öffnen von Türen zum Umformerraum))

IC Instrumentation and Control (PWR and BWR)

A3B1 Insufficient lighting or communication means (temporary lighting by battery powered hand lamps or portable lighting equipment, communication via the commissioning (IBS) telephone system or manual radiotelephone sets, preparation of process information specifically for accident management)

A3B2 Air exchange too low (supply-air filtering for main control room, improving the air exchange (e.g., opening the door to converter room))

EM Energie u. Medienversorgung (DWR und SWR)

A3A1 Spannungsabfall im Drehstromnetz (Abschalten überflüssiger Verbraucher: Eingriff in das Zuschaltprogramm; Reparaturstrategien; Verbesserung der Verfügbarkeit: Herstellung von Verbindungen zw. den Redundanzen bzw. zum Nachbarblock, Überbrücken von Schutzkriterien; Alternative externe Energieversorgung: Laufwasser-/Pumpspeicherkraftwerke, mobile Notstromaggregate)

A3A2 Unzureichende Gleichstromversorgung (Verlängerung der Batteriekapazität: Abschalten von Verbrauchern im Gleichstromnetz, Laden der Batterien mit mobilen Aggregaten)

ES Energy and Support Media Supply (PWR and BWR)

A3A1 Voltage loss in the three-phase circuit system (shutdown of superfluous power consuming devices: manual override of actuation program; repair strategies; increasing the availability: creation of interconnections between redundancies or to the neighboring plant unit, suppression of protection criteria; alternate external power supply: river or reservoir driven hydroelectric power plants, mobile emergency power equipment)

A3A2 Insufficient direct current power supply (stretching out battery operation: shutdown of (superfluous) power consuming devices in the direct current circuit system, charging the batteries with mobile charging equipment)

Anhang B

Originaltexte aus Regeln, Richtlinien und Empfehlungen

Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke (21.10.1977)
mit Interpretationen

Kriterium 5.2 Störfallinstrumentierung

RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren
(3. Ausgabe vom 14.10.1981 mit späteren Änderungen)

25. Störfallinstrumentierung

RSK-Empfehlungen

4.6.25 *Überprüfung der Sicherheit der Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor in der Bundesrepublik Deutschland*

4.6.26 2 *Druckentlastung des Sicherheitsbehälters über ein Filtersystem (Gefilterte Druckentlastung des RSB)*

4.6.27 1 *Anlageninterner Notfallschutz bei Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor*

4.6.30 *Untersuchungen zu Ereignisabläufen für Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktor unter Einbeziehung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes am Beispiel des Kernkraftwerkes Krümmel (KKK)*

4.6.32 B I 9 *Anlageninterner Notfallschutz*

4.6.39 *Behandlung auslegungsüberschreitender Ereignisabläufe für die in der Bundesrepublik Deutschland betriebenen Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren; Positionspapier der RSK zum anlageninternen Notfallschutz im Verhältnis zum anlagenexternen Katastrophenschutz*

4.7.3 *Maßnahmen zur Risikominderung bei Freisetzung von Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen*

SSK-Empfehlung

5.27 *Druckentlastung des Reaktor-Sicherheitsbehälters und Zuluftfilterung für die Hauptwarte*

Appendix B

Literal Texts of Safety Standards, Guidelines and Recommendations

Safety Criteria for Nuclear Power Plants
(Oct. 21, 1977) including interpretations

Criterion 5.2 Incident Instrumentation

44

RSK Guidelines for Pressurized Water Reactors
(3rd edition of Oct. 14, 1981 including later amendments)

25. Incident Instrumentation

45

RSK Recommendations

4.6.25 *Safety Assessment of Nuclear Power Plants with Light Water Reactors in the Federal Republic of Germany*

49

4.6.26 2 *Depressurization of the Containment Vessel through a Filtering System (Filtered Depressurization Relief of the Reactor Safety Containment)*

54

4.6.27 1 *Plant-internal Accident Management in Nuclear Power Plants with Light Water Reactors*

56

4.6.30 *Investigations of Event Sequences for Nuclear Power Plants with Boiling Water Reactors Taking Plant-internal Accident Management Measures into Account; Exemplified for the Nuclear Power Plant Krümmel (KKK)*

65

4.6.32 B I 9 *Plant-internal Accident Management*

67

4.6.39 *Treatment of Events Beyond the Design Basis in Nuclear Power Plants with Pressurized Water Reactors in Operation in the Federal Republic of Germany; Positional Report of the RSK Regarding the Relationship Between Plant-internal Accident Management and Plant-external Disaster Control*

74

4.7.3 *Measures to Reduce the Risk Associated with a Hydrogen Release in the Containment after Events Going Beyond the Design Basis Accident*

80

SSK Recommendations

5.27 *Depressurization of the Containment and Supply-Air Filtering of the Control Room*

87

Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke (21.10.1977) mit Interpretationen

Safety Criteria for Nuclear Power Plants (Oct. 21, 1977) including inter- pretations

Kriterium 5.2 Störfallinstrumentierung

Im Kernkraftwerk müssen Einrichtungen zur Messung und Registrierung vorhanden sein, die bei und nach Störfällen und bei unvorhersehbaren Ereignisabläufen

1. ausreichende Informationen über den Zustand der Anlage liefern, um die erforderlichen Schutzmaßnahmen für Personal und Anlage ergreifen zu können,
2. Hinweise auf den Verlauf geben und seine Dokumentation ermöglichen,
3. eine Abschätzung der Auswirkungen auf die Umgebung gestatten.

Criterion 5.2 Incident Instrumentation

The nuclear power plant shall be provided with measuring and recording equipment which, during and after incidents or unforeseeable events,

1. supplies sufficient information about the condition of the plant to enable taking necessary protective measures for staff and plant,
2. shows the course of events and enables its documentation,
3. enables estimating the impact on the environment.

RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren

(3. Ausgabe vom 14.10.1981 mit späteren Änderungen)

RSK Guidelines for Pressurized Water Reactors

(3rd edition of Oct. 14, 1981, including later amendments)

25. Störfallinstrumentierung

25. Incident Instrumentation

25.1 Allgemeine Anforderungen

25.1 General Requirements

(1) Die Störfallinstrumentierung hat die Aufgabe, vor, während und nach

(1) The incident instrumentation has the task before, during and after

- einem Störfall oder
- einem Ereignis, das zu einer erhöhten Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Kernkraftwerksumgebung führen kann,

- an incident or
- an event that may lead to an increased release of radioactive materials to the environment of the nuclear power plant

einen Überblick über den Betriebszustand zu ermöglichen und alle den Anlagenzustand beschreibenden wesentlichen Daten sowie die wichtigsten Wetterdaten anzuzeigen und zeitgerecht zu dokumentieren.

of enabling a survey of the operational state and of displaying and documenting in the correct time sequence all essential data describing the state of the plant as well as the most essential weather data.

(2) Zur Erfüllung ihrer Aufgabe ist die Störfallinstrumentierung in eine Störfallablaufinstrumentierung und in eine Störfallfolgeinstrumentierung zu unterteilen.

(2) To enable the incident instrumentation to fulfill its task it shall be subdivided in incident sequence instrumentation and post-incident instrumentation.

(3) Die Störfallfestigkeit der Störfallinstrumentierung ist, soweit erforderlich, vor deren Einsatz nachzuweisen.

(3) To the extent required the incident resistance of the incident instrumentation shall be demonstrated prior to its deployment .

(4) Die Einrichtungen der Störfallinstrumentierung sind an eine unterbrechungslose Notstromversorgung des Notstromsystems anzuschließen.

(4) The equipment of the incident instrumentation shall be connected to a non-interruptible emergency power supply of the emergency power system.

(5) Für jede erfaßte Meßgröße der Störfallinstrumentierung muß die Tageszeit aus den zugehörigen Dokumentationsunterlagen so genau bestimmt werden können, daß eine zeitliche Zuordnung zu Daten aus anderen Informationsquellen möglich ist.

(5) For each variable measured by the incident instrumentation, it shall be possible to determine the exact time of day from the associated documentation records such that a precise temporal allocation to data from other sources of information will be possible.

(6) Die Dokumentationseinrichtungen sind so auszuliegen, daß das Zeitverhalten der Meßgrößen mit ausreichender Genauigkeit erfaßt wird.

(6) The documentation equipment shall be designed in such a way that the time history of measurement variables is recorded with an adequate degree of accuracy.

(7) Zur Begutachtung sind Unterlagen vorzulegen, die das Auslegungskonzept und die sicherheitstechnisch wichtigen Einzelheiten der Störfallinstrumentierung prüffähig beschreiben.

(7) For the purpose of expert assessment, documents shall be submitted which describe the design concept and the safety-related features of the incident instrumentation in a way suitable for the assessment .

25.2 Störfallablaufinstrumentierung

25.2 Incident Sequence Instrumentation

(1) Die Störfallablaufinstrumentierung ist so auszulegen, daß die zur Feststellung eines Störfallablaufs ausgewählten Zustandsgrößen übersichtlich und in der richtigen zeitlichen Folge dokumentiert werden.

(1) The incident sequence instrumentation shall be designed in such a way that the variables of state selected for the determination of an incident sequence will be documented in a clearly arranged form and in the proper chronological order.

(2) Die Störfallablaufinstrumentierung muß grund-

(2) Basically, the incident sequence instrumentation

sätzlich jederzeit in Betrieb sein. Eine eingeschränkte Funktionsfähigkeit (z. B. bei erforderlichen Instandsetzungsarbeiten) ist zulässig, wenn im Bedarfsfall eine ausreichende Mindestinformation durch den funktionsfähigen Teil der Störfallinstrumentierung gewährleistet ist. Die vollständige Funktionsfähigkeit der Störfallaufinstrumentierung ist so schnell wie möglich wiederherzustellen.

(3) Es ist festzulegen, welche Einrichtungen der Störfallaufinstrumentierung auch bei abgefahrter Reaktoranlage in Betrieb sein müssen.

(4) Für die Aufzeichnung und Speicherung der Störfallaufdaten sind zwei möglichst diversifizierte Datenspeicher einzusetzen. Der Ausfall eines Datenspeichers ist anzuzeigen.

(5) Die bei Störfallaufabläufen aufgezeichneten Störfallaufdaten sind gesichert aufzubewahren. Es ist sicherzustellen, daß diese Daten weder verändert noch gelöscht werden.

(6) Die nach Eintritt eines anlageninternen Störfalls auftretenden Umgebungsbedingungen dürfen nicht zum Ausfall der zur Störfallbeurteilung erforderlichen Meßeinrichtungen und Informationen führen.

25.3 Störfallfolgeinstrumentierung

25.3.1 Auslegung

(1) Die Störfallfolgeinstrumentierung ist so auszulegen, daß die Daten, die nach Eintreten

- eines Störfalls oder
- eines Ereignisses, das zu einer erhöhten Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Kernkraftwerksumgebung führen kann,

für die Beurteilung der Anlagensicherheit, der Wirksamkeit des Sicherheitssystems und für die Entscheidung über Notfallschutzmaßnahmen¹⁾ eine entscheidende sicherheitstechnische Bedeutung haben, zuverlässig und ausreichend genau angezeigt und dokumentiert werden.

(Fußnote 1: Um Notfallschutzmaßnahmen einleiten und durchführen zu können, ist neben der im Kap. 25 geforderten Störfallinstrumentierung innerhalb der Anlage eine rasche Durchführung von Messungen außerhalb der Anlage in der Kernkraftwerksumgebung sicherzustellen. (Siehe "Empfehlung zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken", verabschiedet im Länderausschuß für Atomenergie am 15. und 16.06.1976)

(2) Die Störfallfolgeinstrumentierung muß in bezug auf Meßbereiche, Störfallfestigkeit, Zuverlässigkeit und Genauigkeit so ausgelegt werden, daß sich das Bedienungspersonal auf diese Instrumentierung jederzeit verlassen kann.

shall be in operation at all times. A restricted functionality (e.g., in case of necessary repair work) shall be permissible provided, in case of required operation sufficient minimum information is assured by the functional part of the incident instrumentation. Unrestricted functionality of the incident sequence instrumentation shall be restored as quickly as possible.

(3) It shall be specified which features of the incident sequence instrumentation must be in operation even when the reactor plant has been shut down.

(4) Two data storage systems which should be as diverse as possible shall be used for recording and storing the incident sequence data. The failure of either data storage system shall be displayed.

(5) The incident sequence data recorded in the course of an incident shall be kept in safe storage. It shall be assured that the data can neither be changed nor erased.

(6) The environmental conditions prevailing after the occurrence of a plant-internal incident shall not lead to a failure of the measuring equipment and (loss of) information required for the assessment of the incident.

25.3 Post-Incident Instrumentation

3.1 Design

(1) The post-incident instrumentation shall be designed such that, after occurrence of

- an incident or
- an event that could lead to an increased release of radioactive materials into the environment of the nuclear power plant,

those data which due to their safety relevance are of decisive importance to the evaluation of the plant safety and of the efficiency of the safety system as well as for deciding on accident management measures¹⁾, that those data will be indicated and recorded reliably and with a sufficient degree of accuracy.

Footnote 1: To enable the initiation and implementation of accident management measures, in addition to the incident instrumentation required in accordance with Chapter 25, it shall be assured that measurements are promptly performed outside of the plant in the environment of the nuclear power plant. (See "Recommendations for the Planning of Accident Management Measures by the Operators of Nuclear Power Plants", approved by the Federal States' Committee for Nuclear Energy on June 15 and 16, 1976).

(2) With regard to measuring ranges, incident resistance, reliability and accuracy the post-incident instrumentation shall be designed in such a way that the operating personnel can always rely on this instrumentation.

(3) Es sind eignungsgeprüfte oder für den Einzelfall und für die unterstellten Einsatzbedingungen bewährte und möglichst wartungsfreie Geräte zu verwenden.

(4) Die Einrichtungen zur Erfassung, Verarbeitung und Dokumentation der Meßgrößen sind technisch so einfach wie möglich aufzubauen.

(5) Es sind zum Beispiel folgende Meßgrößen anzuzeigen und zu dokumentieren:

- Druck in der Druckführenden Umschließung
- Kühlmittlein- und -austrittstemperaturen in den Hauptkühlkreisläufen
- Siedeabstand (Druck und Temperatur)
- Neutronenflußdichte
- Füllstand im Primärsystem²⁾

(Fußnote 2: Es ist eine Meßeinrichtung vorzusehen, die dem Stand von Wissenschaft und Technik entspricht und Aussagen über die Bedeckung des Reaktorkerns ermöglicht.)

- Füllstand im Druckhalter
- Füllstände im Sekundärsystem
- Druck im Sicherheitsbehälter
- Temperatur der Sicherheitsbehälteratmosphäre
- Temperatur im Brennelementlagerbecken
- Ortsdosisleistung an der Personenschleuse
- Aktivität der Kaminfortluft (Aktivitätskonzentration und Durchsatz) aufgetrennt in Edelgase, Aerosole und Jod
- Windgeschwindigkeit, Windrichtung und Ausbreitungskategorie (z. B. durch Erfassung des Temperaturgradienten).

(6) Die Einrichtungen zur Messung der Kernaustrittstemperaturen sind so auszulegen, daß Temperaturen bis ca. 1000°C erfaßt werden.

(7) Die Meßgrößen der Störfallfolgeinstrumentierung sind grundsätzlich in der Schaltwarte des Kernkraftwerks und in der Notsteuerstelle anzuzeigen und aufzuzeichnen.

(8) Durch Störfälle und deren Folgen darf die Funktion der Störfallfolgeinstrumentierung nicht so beeinträchtigt werden, daß die Erfassung, Anzeige und Aufzeichnung der Störfallfolgemessgrößen verhindert wird. Meßstellen außerhalb der Reaktoranlage sind so anzuordnen und zu installieren, daß ein Ausfall dieser Meßstellen zusammen mit sicherheitstechnisch wichtigen Teilen der Anlage durch Einwirkungen von außen hinreichend unwahrscheinlich ist.

(3) Only equipment shall be used which passed a qualification test or which has been proven reliable for the intended use and for the postulated conditions of operation; the equipment should require as little maintenance as possible.

(4) The equipment for the detection, processing and recording of the measured data shall be designed as simple as possible.

(5) For example, the following data shall be indicated and recorded :

- pressure within the pressure-retaining boundary,
- coolant inlet and outlet temperature in the main coolant loops,
- departure from nucleate boiling (pressure and temperature),
- neutron flux density,
- level in the primary system, ²⁾

(Footnote 2: A state of the art measuring device shall be provided that enables statements concerning the water level covering the core.)

- fill level in the pressurizer,
- fill levels in the secondary system,
- pressure in the containment vessel,
- temperature of the containment vessel atmosphere,
- temperature in the fuel storage pool,
- local dose rate at the personnel lock,
- activity of the exhaust air at the stack (activity concentration and flow rate) divided into noble gases, aerosols and iodine,
- wind speed, wind direction and dispersion category (e.g. by monitoring the temperature gradient).

(6) The equipment for measuring the core outlet temperatures shall be designed such that temperatures up to about 1000 °C may be determined.

(7) Basically, the values measured by the post-incident instrumentation shall be displayed and recorded in the control room of the nuclear power plant and in the remote shutdown station.

(8) Incidents and their consequential effects shall not affect the function of the post-incident instrumentation to such an extent as will prevent the detection, indication and recording of the post-incident data. Measuring points outside the reactor plant shall be arranged and installed in such a way that a failure of the measuring points together with a failure of safety-related plant components as a result of external events will be sufficiently unlikely.

- | | |
|--|--|
| <p>(9) Eine redundante Meßwerterfassung und Meßwertverarbeitung für eine Meßgröße ist nicht erforderlich, wenn nachgewiesen wird, daß</p> <ul style="list-style-type: none"> – der Informationsgehalt dieser Meßgröße auch durch Meßwerte anderer Meßgrößen der Störfallfolgeinstrumentierung - oder durch Meßgrößen einer nachweislich gleichwertigen Instrumentierung - vermittelt werden kann – oder der Ausfall von Meßwerten einer Meßgröße im Bedarfsfall für eine bestimmte Zeitdauer akzeptiert und innerhalb dieser Zeit unter den dann herrschenden Bedingungen der Ausfall behoben oder eine Ersatzlösung realisiert werden kann. | <p>(9) Redundant detection and processing of measured data of one measurement variable is not required, provided, it is demonstrated that</p> <ul style="list-style-type: none"> – the information content of this measurement variable can also be provided by values of other variables which are measured by the post-incident instrumentation - or by measurement variables supplied by another type of instrumentation that can be shown to be equivalent - or – the failure of measured data of a certain variable can be accepted for a certain period of time and the failure can be eliminated under the then prevailing conditions or a substitute solution can be realized. |
| <p>(10) Die Einrichtungen der Störfallfolgeinstrumentierung im gegen Einwirkungen von außen ungeschützten Bereich sind rückwirkungsfrei von den Einrichtungen des geschützten Bereichs zu entkoppeln.</p> | <p>(10) The equipment of the post-incident instrumentation in the area that is not protected against external events shall be decoupled from the equipment of the protected area so that no feedback can occur.</p> |
| <p>(11) Die Anzeigeeinrichtungen sind so auszulegen, daß sie eindeutig und mühelos abgelesen werden können.</p> | <p>(11) The display equipment shall be designed in such a way as to enable unambiguous and easy reading.</p> |
| <p>(12) Die Anzeige- und Dokumentationseinrichtungen sind übersichtlich anzuordnen und deutlich und eindeutig zu kennzeichnen.</p> | <p>(12) The display and recording equipment shall be clearly arranged and shall be clearly and unambiguously marked.</p> |
| <p>(13) Die Störfallfolgeinstrumentierung ist so auszulegen, daß jederzeit ihre lückenlose Überprüfung möglich ist. Die Prüfungen sollen leicht durchführbar sein.</p> | <p>(13) The post-incident instrumentation shall be designed in such a way that its complete inspection will be possible at any time. The tests and inspections should be easy to perform.</p> |

25.3.2 Funktionsprüfungen

- (1) Die Funktionsfähigkeit der Störfallfolgeinstrumentierung ist während der Nutzungsdauer der Anlage durch geeignete Prüfungen nachzuweisen. Diese Prüfungen müssen alle funktionswichtigen Komponenten erfassen.
- (2) Art und Umfang der Prüfungen und die Zeitabstände zwischen den Prüfungen sind festzulegen.
- (3) Die Ergebnisse der Prüfungen sind zu dokumentieren.

3.2 Functional Tests

- (1) The functionality of the post-incident instrumentation shall be demonstrated by suitable tests during the service life of the plant. These tests shall cover all components which are important to functionality.
- (2) Type and extent of the tests and the intervals between the tests shall be laid down.
- (3) The results of the tests shall be documented.

RSK-Empfehlungen

4.6.25

Überprüfung der Sicherheit der Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor in der Bundesrepublik Deutschland

2.1 Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor

2.1.1 Sicherstellung des Reaktorsicherheitsbehälter-Abschlusses

Wegen der Bedeutung des Reaktorsicherheitsbehälter-Abschlusses auch bei einem Kernschmelzunfall ¹⁾ mit

Fußnote 1: Ein Kernschmelzunfall ist nur denkbar, wenn bei einem Störfall, wie z. B. dem Kühlmittelverluststörfall, der Ausfall aller Not- und Nachkühlsysteme über längere Zeit postuliert wird und damit keine Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern angenommen wird.

Druckaufbau im Reaktorsicherheitsbehälter hat sich die RSK nochmals mit der Zuverlässigkeit der Absperrorgane für Systeme befaßt, die im Normalbetrieb offen mit der Sicherheitsbehälteratmosphäre in Verbindung stehen. Sie stellt dazu folgendes fest:

a) Große Lüftungsöffnungen am Sicherheitsbehälter

Die großen Lüftungsöffnungen werden im Anforderungsfall auslegungsgemäß durch zwei hintereinanderliegende Abschlußorgane (Absperrklappen / Absperrventile) geschlossen.

Die Schließfunktion wird durch Anströmung in Schließrichtung unterstützt.

Bei Ausfall der Stromversorgung/Medienversorgung schließen die Abschlußorgane selbständig durch Federn, Gewichte oder Eigengewicht. Bei ausbleibender Anregung durch den Reaktorschutz kann der Schließvorgang gezielt durch eine Unterbrechung der Energieversorgung eingeleitet werden.

Ein Nichtschließen der Abschlußorgane wird festgestellt (z.B. Stellungsüberwachung, Δp -Messung).

Die Abschlußorgane sind so untergebracht bzw. geschützt, daß eine Beeinträchtigung ihrer Funktion durch zu unterstellende umherfliegende Teile oder Strahlkräfte ausgeschlossen wird.

Bei der Auslegung der Abschlußorgane sind die beim Auslegungsfall (2F-Bruch) auftretenden dynamischen

RSK Recommendations

4.6.25

Review of the Safety of Nuclear Power Plants with Light Water Reactors in the Federal Republic of Germany

2.1 Nuclear Power Plants with Light Water Reactors

2.1.1 Ensuring the Isolation of the Containment Vessel

Due to the importance of the containment vessel isolation even after a core melt accident ¹⁾ with pressure build-up in

Footnote 1: A core meltdown accident is conceivable only if, in case of an incident, e.g. a loss-of-coolant accident, it is postulated that all systems for residual heat removal and emergency core cooling fail for a longer time period and, thus, no heat removal from the core is possible.

the containment vessel, the RSK has again dealt with question of reliability of isolation valves in those systems that, during normal operation, are open to the containment vessel atmosphere. In this context the RSK states the following:

a) Large Vent Openings in the Containment Vessel

In case of demanded operation, the large vent openings are designed to be closed by two in-line closure valves (isolation dampers / isolation valves).

The closing function is aided by the direction of flow.

In the case of loss of power supply or media supply, the closure valves will shut automatically by the action of springs, external or inherent weights. Should the actuation by the reactor safety system fail, the closure function may always be initiated by an interruption of the power supply.

A non-closing of the closure valves is always detected (e.g. position indicator, measurement of pressure drop).

The closure valves are located or protected such that any effect on their functionality from postulated flying debris or jet impingement forces can be ruled out.

The design of the closure valves takes the dynamic effect of the design basis accident (double ended pipe

Effekte berücksichtigt worden bzw. sind noch entsprechende Nachweise zu führen.

An den Abschlußorganen werden regelmäßig wiederkehrende Prüfungen durchgeführt. Die Ergebnisse haben die auslegungsgemäße Funktion bestätigt.

b) Sonstige Leitungen

Die sonstigen Leitungen verfügen ebenfalls über hintereinanderliegende Gebäudeabschlußarmaturen.

Bei Versagen des automatischen Abschlusses ist ein Notabschluß durch mindestens eine der folgenden Maßnahmen

- Ansteuerung von der Warte,
- Handmaßnahmen in der Schaltanlage,
- Handmaßnahmen vor Ort,
- Schließen der Ersatzarmaturen

gegen Störfalldruck im Sicherheitsbehälter möglich.

Die Stellung der Armaturen wird überwacht.

An den Armaturen werden regelmäßig wiederkehrende Prüfungen durchgeführt. Die Ergebnisse haben die auslegungsgemäße Funktion bestätigt.

Aus Sicht der RSK ergeben sich keine sicherheitstechnischen Bedenken.

2.1.2 Ausstattung von Warte und Notsteuerstelle im Hinblick auf den anlageninternen Notfallschutz.

Die RSK hält es für sinnvoll, daß anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen an einer zentralen Stelle in der Anlage geplant, teilweise eingeleitet und überwacht werden können. An dieser Stelle sollen daher die erforderlichen Informationen über den Anlagenzustand vorliegen.

Die Betreiber haben dargelegt, daß zur Vorbereitung der zusätzlich geplanten anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen die Warte als zentrale Stelle vorgesehen ist. Die Bedeutung der Notsteuerstelle, die für andere Aufgaben, wie Schutz gegen Einwirkungen von außen oder Einwirkungen Dritter, konzipiert ist, bleibt davon unberührt.

Um einen längerfristigen Aufenthalt des Bedienungspersonals in der Warte im Notfall zu gewährleisten, werden die notwendigen Vorkehrungen getroffen. So ist z. B. der Einsatz eines geeigneten Filters in die der Warte zugeführte Luft vorgesehen. Damit kann zur Vermeidung von Einwärtsleckagen ein geringer Überdruck gehalten werden. Bei dem Filter kann es sich auch um eine am Standort vorgehaltene mobile Einrichtung handeln.

rupture) into account, or, corresponding proofs are still required.

In-service inspections are regularly being performed on the closure valves. These have demonstrated that the functionality is in accordance with the design.

b) Other pipe lines

The other pipe lines are, likewise, equipped with two in-line containment isolation valves.

In case the automatic closure fails, an emergency closure against the incident pressure inside the containment vessel will be possible by at least one of the following measures

- actuation from the main control room,
- manual measures in the switching station,
- manual measures at the location of installation,
- closure of the in-line auxiliary valves.

The position of the valves is monitored.

In-service inspections are regularly being performed on the closure valves. These have demonstrated that the functionality is in accordance with the design.

From the view point of the RSK, there are no safety-related reservations.

2.1.2 Equipment of the Main Control Room and Remote Shutdown Station with Respect to Plant-internal Accident Management

The RSK considers it to be sensible that there is a central location inside the plant where plant-internal accident management measures are planned, partially initiated and monitored. It is at this location that the necessary information should be available.

The licensees/operators have shown that the main control room is intended to be the central location for the preparation of additionally planned plant-internal accident management measures. This does not affect the importance of the remote shutdown station which was conceived for other tasks, e.g. protection against external events or sabotage.

Necessary precautions are taken to ensure a long-term presence of the operating personnel in the main control room. E.g., adequate filters are provided for filtering the supply air to the main control room. Thereby, a slight overpressure can be maintained to prevent inward leakages. These filters may also be in the form of mobile equipment held in readiness at the plant.

2.2 Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor

2.2 Nuclear Power Plants with Pressurized Water Reactor

2.2.1 Druckentlastung von DWR-Sicherheitsbehältern über Schwebstofffilter bei Kernschmelz-

2.2.1 Depressurization of PWR Containment Vessels Via High-efficiency Particulate Air Fil-

unfällen.

Ein Kernschmelzunfall ist nur denkbar, wenn bei einem Störfall, wie z. B. dem Kühlmittelverluststörfall, der Ausfall aller Not- und Nachkühlsysteme über längere Zeit postuliert wird und damit keine Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern angenommen wird. Im Rahmen von Forschungsarbeiten sind umfangreiche Untersuchungen zur Analyse von Kernschmelzunfällen in einem Druckwasserreaktor durchgeführt worden. Die Ergebnisse zeigen, daß es bei intaktem Sicherheitsbehälter zu einem Druckanstieg kommt, wobei mehrere Tage vergehen, bis ein Druck erreicht werden kann, bei dem mit einem Versagen des Behälters gerechnet werden müßte.

Für diesen äußerst unwahrscheinlichen Fall hält die RSK eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters über Schwebstofffilter für sinnvoll. Dabei sind nachfolgende Anforderungen zu erfüllen:

a) Auslegung und Einsatzweisen

- Öffnen etwa beim Prüfdruck des Sicherheitsbehälters
 - Druckbegrenzung bei Druckentlastung ohne Wasserzufuhr in den Sicherheitsbehälter
 - Druckminderung auf etwa halben Prüfdruck in ca. 2 Tagen (Richtwert) bei Druckentlastung mit Wasserzufuhr in den Sicherheitsbehälter
- Auslegung der Armaturen für Wiederschließen auch bei Sicherheitsbehälter-Prüfdruck
- Auslegung der Armaturen für stufenweises Öffnen und Schließen
- Aktivierung von Wasserzufuhrmöglichkeiten in den Sicherheitsbehälter zur Kompensation der abgeblasenen Wassermenge (Vermeidung der Sumpfaustrocknung) ab Zeitpunkt der Druckentlastung.

b) Zu berücksichtigende Belastungen

- Bis zur äußeren bzw. zweiten der doppelten Abschlußarmaturen: Versagensdruck des Sicherheitsbehälters, hilfsweise doppelter Auslegungsdruck
- Für das anschließende System:
 - Druck, Temperatur und Zusammensetzung des bei vollem Ventilöffnungsquerschnitt ausströmenden Gemischs entsprechend den Unfallbedingungen
 - Auslegungsreserve bei Rohrleitungen und Halterungen zur Berücksichtigung dynamischer Belastungen, hilfsweise mit Sicherheitsfaktor 2 auf Betriebsbelastungen.

c) Angaben zum Aufbau

- Vorzugsweise feste Verlegung der Systemteile hinter den Abschlußarmaturen: je nach Lösung Anschluß des Systemteils hinter den Abschlußarmaturen über einbaubares Zwischenstück

ters During Core Meltdown Accidents

A core meltdown accident is conceivable only if, in case of an incident, e.g. a loss-of-coolant accident, it is postulated that all residual heat removal and emergency core cooling systems fail for a longer time period and, thus, no heat removal from the core is possible. In the course of research activities extensive investigations have been performed regarding the analysis of core meltdown accidents in pressurized water reactors. Results show that, given an intact containment vessel, an increase in pressure will occur, that it would, however, take several days before a pressure level is reached where a failure of the containment vessel would be imminent.

For this extremely improbable case, the RSK recommends the depressurization of the containment vessel via high-efficiency particulate air filters. The following requirements shall be met:

a) Design and Set-points for Operation

- Opening approximately at the testing pressure level of the containment vessel
 - Pressure limitation when depressurizing without water insertion into the containment vessel
 - Pressure reduction (orientation value) to a level of about one half the testing pressure of the containment vessel within about two days
- Design of the valves to be closeable even at the testing pressure of the containment vessel
- Design of the valves for a stepwise opening and closing
- Activation of the possibilities for water insertion into the containment vessel from the moment on of depressurization in order to compensate for the released amount of water (to prevent dry-up of the sump).

b) Loads to be Considered

- Out to the outer or second of the double closure valves: failure pressure of the containment vessel or, alternatively, twice the design pressure
- For the adjacent system:
 - Pressure, temperature and composition of the mixture that would develop and flow through the maximum valve cross-section corresponding to the accident conditions
 - Design margins for the pipes and supports to take dynamic loads into consideration, or, alternatively, a safety margin of 2 with regard to the operating loads.

c) Construction Requirements

- Preferably a stationary installation of the system components downline from the closure valves: depending on the design solution, connection of the downline system component by an adapter that will be installed on de-

mand

- Hintereinanderliegende Abschlußorgane, soweit aus Gründen der Zugänglichkeit erforderlich fernbedient und mit Energieversorgungsmöglichkeit für den Einsatzfall. Es kann dabei davon ausgegangen werden, daß zum Zeitpunkt der Druckentlastung nach mehreren Tagen eine Fremdnetzversorgung mit der erforderlichen Leistung und/oder Notstromversorgung wieder zur Verfügung steht.
- Abfuhr des auf dem Entlastungsweg anfallenden Kondensats
- Vorhalten eines Schwebstofffiltersystems am Standort der Anlage.
- In-line closure valves that, if required from the standpoint of accessibility, shall be remotely controlled and have an available power supply in the case of required operation. It may be assumed that at the point in time of the depressurization after several days, a neighboring mains grid supply with the required power, or the emergency power supply, will again be available.
- Removal of the condensate accumulating along the pressure relief path
- A high-efficiency particulate air filtration system kept in readiness at the site of the power plant.

Die RSK ist von der Zweckmäßigkeit des Konzepts zur Druckentlastung von DWR-Sicherheitsbehältern überzeugt und empfiehlt eine Realisierung dieses Konzepts mit den vorstehend spezifizierten Anforderungen.

The RSK is convinced of the effectiveness of the concept of depressurization of PWR containment vessels and recommends its technical realization in accordance with the requirements specified above.

2.3 Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktor

2.3 Nuclear Power Plants with Boiling Water Reactors

2.3.1 Inertisierung des Sicherheitsbehälters

2.3.1 Inertisation of the Containment

Zur Inertisierung des Sicherheitsbehälters haben die Betreiber für die Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 ein Konzept vorgeschlagen, das von der RSK bewertet wurde.

The licensees/operators of the boiling water reactors of the construction line 69 have suggested a concept for the inertisation of the containment vessel; this has been evaluated by the RSK.

Der Aufbau und die Erhaltung des Inertzustandes in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre ist bereits im bestimmungsgemäßen Betrieb möglich. Deshalb muß das Konzept der Inertisierung den zu einer sicheren Betriebsführung notwendigen Begehrbarkeitserfordernissen des Sicherheitsbehälters Rechnung tragen.

Build-up of, and maintaining, an inert condition of the containment vessel atmosphere is possible even during specified normal operation. Therefore, the inertisation concept must take into account the accessibility of the containment vessel by personnel as required for safe operation.

Bedingungen zur Inertisierung

Requirements Regarding Inertisation

- Mit der Inertisierung des Sicherheitsbehälters beim Anfahren muß spätestens bei Erreichen des vorgesehenen Dauerbetriebszustandes begonnen werden.
- Mit der Deinertisierung des Sicherheitsbehälters sollte nicht früher als 24 h vor dem geplanten Abfahrvorgang begonnen werden.
- Der Rest-O₂-Gehalt in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre soll unter Berücksichtigung der Gemischzusammensetzung beim Unfall H₂-Verbrennungen verhindern. Die RSK hält einen Rest-O₂-Gehalt von 4% für unbedenklich.
- Der Steuerstabantriebsraum soll bei Normalbetrieb entweder getrennt von der übrigen Druckkammer vorübergehend deinertisiert werden können oder gänzlich uninertisiert bleiben, wenn bei Unfällen durch Konzentrationsausgleich mit der restlichen Druckkammer eine ausreichende Inertisierung erreicht wird.
- Bei Lastabsenkungen auf Teillast zu Prüfungs- und Instandhaltungszwecken kann die Druckkammer bei
- The inertisation of the containment vessel during start-up must be initiated at the latest when the intended long-term operating condition has been reached.
- The de-inertisation of the containment vessel should be initiated no earlier than 24 hours before initiation of the planned shutdown procedure.
- The residual O₂ content in the containment vessel should be such that hydrogen burning is prevented taking into consideration the mixture composition developing in an accident. The RSK considers a residual O₂ content of 4 % to be harmless.
- With regard to the control rod drive chamber, it either should be possible to momentarily de-inertise this chamber separately from the remaining drywell, or it should never be inertised, provided, in case of an accident the concentration equalization with the remaining drywell will lead to an adequate inertisation.
- In the case of reduction to partial power for the sake of in-service inspections and maintenance tasks, it must be

den entsprechenden Teillaststufen vorübergehend deinertisiert werden.

- Auf den Rückpumpbetrieb der Ringspaltabsaugung bei Unfällen soll verzichtet werden.

Stickstoffeinbringung

Unter weitgehender Nutzung vorhandener Systeme werden Verbindungen zwischen der mobilen Stickstoff-Bereitstellungs-Einheit und den relevanten Raumbereichen des Sicherheitsbehälters in konventioneller Technik installiert.

Stickstoffverteilung

Die Inertisierung erfolgt im Spülverfahren d. h. ein dem zugeführten Stickstoffvolumenstrom äquivalenter Volumenstrom wird abgezogen und über die Abluft abgeführt. Zur Verbesserung der N₂-Verteilung wird die Umluftanlage mitbetrieben.

O₂-Überwachung

Die Überwachung des O₂-Gehaltes der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre erfolgt über das vorhandene H₂-Überwachungssystem, das um O₂-Messungen ergänzt wird.

Stickstoff-Ergänzung

Für den Fall, daß nach erfolgter Inertisierung ein Ansteigen des O₂-Gehaltes in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre beobachtet wird, das nicht mit betrieblichen Mitteln begrenzt werden kann, wird eine ausreichende Menge Stickstoff auf der Anlage stationär vorgehalten und über geeignete Anschlüsse in den Sicherheitsbehälter geleitet.

Deinertisierung

Die Deinertisierung erfolgt im Spülverfahren über die Zu- und Abluftanlage des Sicherheitsbehälters.

Bewertung des Konzepts

Die RSK hat sich von der Zweckmäßigkeit und Realisierbarkeit des Konzepts zur Inertisierung des Sicherheitsbehälters der Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 überzeugt. Sie hat keine sicherheitstechnischen Bedenken.

2.3.2 Zuverlässigkeit der Turbo-Einspeisepumpe

Die RSK hält es für sinnvoll, daß beim Ausfall der Eigenbedarfsversorgung und bei gleichzeitig unterstelltem Versagen der Diesel-Notstromerzeugungsanlagen das turbogetriebene Einspeisesystem (TJ-System) noch für längere Zeit zur Einspeisung von Kühlmittel in den Reaktordruckbehälter zur Verfügung steht. Sie nimmt entsprechende Vorschläge der Betreiber zustimmend zur Kenntnis.

possible to de-inertise the drywell temporarily.

- In case of accidents the pumped re-insertion from the annulus leak-off system should be discontinued.

Nitrogen Insertion

Connections between the mobile nitrogen supply unit and the relevant chambers of the containment vessel shall be installed in conventional technology largely utilizing the available systems.

Nitrogen Distribution

The inertisation shall be carried out in a purging procedure, i.e. a volumetric amount of air equivalent to the inserted nitrogen volume shall be released with the exhaust air. To enhance nitrogen distribution, the air recirculation facility shall be in operation.

O₂ Monitoring

The O₂ content of the containment vessel atmosphere shall be monitored by the H₂ monitoring system to which O₂ measuring equipment has been added.

Nitrogen Replenishment

A sufficient amount of nitrogen shall be kept in stationary storage on the plant site in case an increase of the O₂ content is detected in the inertised containment vessel atmosphere that cannot be limited by operational means; this nitrogen shall be fed into the containment vessel through proper connections.

De-inertisation

De-inertisation shall be carried out in a purging procedure utilizing the supply-air and the exhaust-air systems of the containment vessel.

Evaluation of the Concept

The RSK has convinced itself of the effectiveness and feasibility of the concept for the inertisation of the containment vessel atmosphere in boiling water reactors of the construction line 69. The RSK has no safety-related reservations.

2.3.2 Reliability of the Turbine-driven Feedwater Pump

The RSK considers it to be sensible to keep the turbo-driven feedwater system (system TJ) available over a longer time period for feeding coolant into the reactor pressure vessel in case of a failure of the auxiliary power supply with a postulated simultaneous failure of the emergency power diesel generators. The RSK expresses its approval of the corresponding suggestions by the licensees/operators.

4.6.26

2 Druckentlastung des Sicherheitsbehälters über ein Filtersystem (Gefilterte Druckentlastung des RSB)

Die RSK hat in ihrer 218. Sitzung am 17.12.1986 für alle Druckwassereaktoren eine gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters als sinnvolle Maßnahme im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes für Ereignisse empfohlen, bei denen im Störfall mit zusätzlich postulierten langfristigen Ausfällen wesentlicher Teile des Sicherheitssystems hypothetisch ein vollständiger Ausfall der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern angenommen wird.

Die Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktor verfügen bei Störfällen über eine Vielzahl von Einspeisemöglichkeiten in den Reaktorbehälter, die auch beim Ausfall der externen Energieversorgung zur Verfügung stehen. Hiermit sind die zuverlässige Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter gewährleistet. Selbst bei einem zusätzlich postulierten Ausfall der Notstromversorgung sind Möglichkeiten der Füllstandshaltung im Reaktordruckbehälter für eine längere Zeit vorhanden.

Die RSK empfiehlt - wie bei der o. g. Empfehlung zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters von Druckwassereaktoren - ein Druckentlastungssystem für Sicherheitsbehälter von Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes vorzusehen, an das folgende Anforderungen gestellt werden:

a) Auslegung und Einsatzweisen

- Öffnen etwa zwischen Auslegungsdruck und Prüfdruck des Sicherheitsbehälters
- Energieabfuhr aus dem Druckabbausystem über den Volumenstrom mindestens entsprechend der Nachwärme, die nach Ausschöpfung der Speicherfähigkeit der Kondensationskammer anfällt
- Auslegung der Armaturen für Wiederschließen auch bei Sicherheitsbehälter-Prüfdruck
- Auslegung der Armaturen für stufenweises Öffnen und Schließen
- Möglichkeit der Wasserzufuhr in den Venturiwäscher zur Kompensation der Wassermenge, die durch die Nachwärme der in der Wasservorlage zurückgehaltenen Spaltprodukte verdampft
- Möglichkeit zur Probenahme
- Bestimmung der bei der Druckentlastung abgegebenen Menge über den Druck vor der unter kritischem Druck-

4.6.26

Sec. 2 Depressurization of the Containment Vessel through a Filter System (Filtered Depressurization of the Containment Vessel)

In its 218th session on Dec. 17, 1986, the RSK had recommended a filtered depressurization of the containment vessel for all pressurized water reactors as a sensible measure within the framework of plant-internal accident management for those events where, in case of an incident and due to the additionally postulated long-term failure of the safety systems, a hypothetical failure of the entire heat removal from the core is assumed.

Nuclear power plants with boiling water reactors have a large number of possibilities available to them for feeding coolant into the reactor vessel in case of an incident that will also be available in case of failure of the external power supply. This assures a reliable residual heat removal from the reactor vessel. Even in case of an additionally postulated failure of the emergency power supply, possibilities exist for maintaining the coolant level in the reactor vessel over a longer time period.

Just as with the above recommendation for a filtered depressurization of the containment vessel in pressurized water reactors, the RSK recommends that, within the framework of plant-internal accident management, a depressurization system for the containment vessel of boiling water reactors of the construction line 69 is made available which shall meet the following requirements:

a) Design and Set-points for Operation

- Opening approximately at a pressure level between the design pressure and testing pressure of the containment vessel
- Heat removal from the pressure suppression system via the volumetric flow shall correspond to at least the residual heat remaining after utilizing the entire heat capacity of the pressure suppression pool
- Valves designed to be closeable even at the testing pressure of the containment vessel
- Valves designed for a stepwise opening and closing
- Possibility for water insertion into the venturi (steam) scrubber to compensate for water volume lost by evaporation due to the residual heat of the fission products retained in the hydraulic seal
- Possibility for sampling
- Determination of the amount released during depressurization from the pressure at the orifice pressurized to a

verhältnis stehenden Blende

- Ermittlung der bei der Druckentlastung abgegebenen Aktivität auf direktem oder indirektem Weg (z. B. durch Bilanzierung)

b) Zu berücksichtigende Belastungen

- Bis zur äußeren bzw. zweiten der doppelten Abschlußarmaturen: Versagensdruck des Sicherheitsbehälters, hilfsweise doppelter Auslegungsdruck
- Für das anschließende System:
 - Druck, Temperatur und Zusammensetzung des bei vollem Ventilöffnungsquerschnitt ausströmenden Gemischs entsprechend den Unfallbedingungen
 - Auslegungsreserve bei Rohrleitungen und Halterungen zur Berücksichtigung dynamischer Belastungen, hilfsweise mit Sicherheitsfaktor 2 auf Betriebsbelastungen.

c) Angaben zum Aufbau

- Feste Verlegung der Systemteile hinter den Abschlußarmaturen
- Hintereinanderliegende Abschlußorgane, soweit aus Gründen der Zugänglichkeit erforderlich fernbedient und mit Energieversorgungsmöglichkeiten aus der gesicherten Batteriestromversorgung
- Fester Einbau eines Filtersystem (vorzugsweise Venturiwäscher mit nachgeschaltetem Schwebstofffilter)

Die RSK hat das Konzept der Druckentlastung von Sicherheitsbehältern anhand der Vorschläge für die Kernkraftwerke Brunsbüttel und Krümmel diskutiert. Sie ist von der Zweckmäßigkeit dieses Konzeptes bei Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 überzeugt und empfiehlt seine Realisierung im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes.

critical pressure ratio

- Determination of the radioactivity released during depressurization, either directly or indirectly (e.g. by a detailed assessment)

b) Loads to be Considered

- Out to the outer or second of the double closure valves: failure pressure of the containment vessel or, alternatively, twice the design pressure
- For the adjacent system:
 - Pressure, temperature and composition of the mixture that would develop and flow through the maximum valve cross-section corresponding to the accident conditions
 - Design margins for the pipes and supports to take dynamic loads into consideration, or, alternatively, a safety margin of 2 with regard to the operating loads.

c) Construction Requirements

- Stationary installation of the system components down-line from the closure valves
- In-line closure valves that, if required from the standpoint of accessibility, shall be remotely controlled and have an available power supply from the assured battery power supply.
- Stationary installation of a filter system (preferably a venturi scrubber with a down-line connected high-efficiency particulate air filter)

The RSK has discussed the concept of depressurization of containment vessels on the basis of the suggestions presented for the nuclear power plants Brunsbüttel and Krümmel. The RSK is convinced of the effectiveness of this concept for the boiling water reactors of the construction line 69 and recommends its technical realization within the framework of plant-internal accident management.

4.6.27

1. Anlageninterner Notfallschutz bei Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor

1 Bedeutung des anlageninternen Notfallschutzes und Einordnung in das Auslegungskonzept von Kernkraftwerken

Gemäß den Forderungen des Atomgesetzes werden Kernkraftwerke auch gegen unterstellte Störfälle ausgelegt (Auslegungsstörfälle). Die Auslegungsstörfälle werden so definiert, daß sie jeweils für eine Gruppe ähnlich verlaufender Ereignisse repräsentativ sind, d. h., daß sie die für diese Ereignisgruppe repräsentativen Belastungen für die Anlagenplanung vorgeben (vgl. Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung; Dezember 1983). Zur Beherrschung der Auslegungsstörfälle werden zuverlässige, redundante und weitgehend diversitäre Sicherheitssysteme installiert, die auch beim Ausfall der externen Energieversorgung ihre Aufgabe erfüllen. Die Wirksamkeit und die Zuverlässigkeit dieser Systeme wird im Genehmigungsverfahren im Detail nachgewiesen. Ingenieurmäßig sinnvolles Vorgehen ist es, in dem beschriebenen Bereich erkannte Verbesserungsmöglichkeiten immer durch eine Stärkung der Präventivmaßnahmen auszunutzen. So war die Fortentwicklung der Sicherheitstechnik in den letzten Jahren stets ausgerichtet auf die Stärkung der Präventivebene. Durch dieses Prinzip der Auslegung ist auch Vorsorge gegen Kernschmelzunfälle getroffen. Das Konzept der Störfallbeherrschung hat sich bewährt. Es ist ausgewogen und bedarf aus Sicht der RSK keiner Erweiterungen oder Änderungen.

Unabhängig davon wurden bzw. werden im Rahmen von Sicherheitsstudien, der Reaktorsicherheitsforschung und von Risikostudien auch die Folgen hypothetischer Systemausfälle und Ausfallkombinationen untersucht, die bei der Anlagenauslegung nicht explizit berücksichtigt worden sind (auslegungsüberschreitende Ereignisse).

Hieraus ergibt sich der Rahmen für den flexiblen Einsatz vorhandener Systeme und Zusatzmaßnahmen im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes. Ansatzpunkt für Untersuchungen zu solchen Maßnahmen ist das vorhandene Sicherheitspotential von Kernkraftwerken, das sich aus der Auslegung der Anlage für einen sicheren Betrieb und gegen postulierte Störfälle ergibt. Wegen der deterministischen Postulate in den Analysen, die die Auslegungsgrundlage darstellen, wie z. B. dem Einzelfehlerkonzept oder dem Postulat der Unwirksamkeit von Betriebssystemen bei der Störfallbeherrschung und zusätz-

4.6.27

Sec. 1 Plant-internal Accident Management in Nuclear Power Plants with Light Water Reactors

1 Importance of Plant-internal Accident Management and its Consideration in the Design Concept of Nuclear Power Plants

As a precaution against damage, nuclear power plants are also designed against postulated incidents (design basis accidents). The design basis accidents are defined in such a way that each of them is representative of a group of similarly proceeding events, i.e. they constitute the loads representative for these groups of events for purposes of plant design (cf. Guidelines for the Assessment of the Design of PWR Nuclear Power Plants against Incidents pursuant to Sec. 28, para. 3 of the Radiological Protection Ordinance; December 1983). For the control and mitigation of design basis accidents, safety systems are installed which are reliable, redundant and, to a far extent, diverse and which perform their functions even if the external power supply fails. The functionality and reliability of these systems is demonstrated in detail in the course of the licensing process. An approach that is meaningful in terms of engineering always involves utilizing identified potential improvements by strengthening preventive measures. Thus, further development of safety engineering in recent years has always been oriented toward strengthening the preventive level. This design principle has also led to precautions against core meltdown accidents. The concept of incident control has fully proven its worth. It is a well-balanced concept and, from the point of view of the RSK, does not need any further extension or modification.

Independently of this aspect, the consequential effects of postulated system failures and combinations of failures which had not explicitly been taken into account in the design of the plant (events beyond the design basis) have been, and are being, investigated within the scope of safety studies, reactor safety research and risk analyses.

These investigations have led to a framework for a flexible use of existing systems and of additional measures within the scope of plant-internal accident management. The starting point for the analyses of such measures is the existing safety potential of nuclear power plants which results from the design of the plant for safe operation and against postulated incidents. Because of deterministic postulates in the analyses constituting the basis for the design, such as the single failure concept or a postulated ineffectiveness of operating systems for control and mitigation of incidents, and because of additional pessimistic

lich pessimistischer Analyserandbedingungen, weisen die vorhandenen Systeme erheblich höhere Wirksamkeiten auf, als in den Analysen ermittelt. Daraus ergibt sich bei realistischer Betrachtungsweise, daß tatsächlich vorhandene Systeme auch flexibel zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse eingesetzt werden können.

Die Empfehlung anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen bedeutet nicht, daß die in den Anlagen realisierte Sicherheitstechnik unzureichend ist. Solche Maßnahmen erhöhen vielmehr zusätzlich die Flexibilität der Anlage bei der Beherrschung von Ereignissen weit über das zu betrachtende Spektrum der Auslegungsstörfälle hinaus (Grenzbetrachtungen). Sie sind daher auf einer weiteren Ebene des tiefgestaffelten Sicherheitskonzeptes (Sicherheitsebene) anzuordnen.

Die übergeordneten Schutzziele anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen sind, möglichst frühzeitig die Kontrolle über auslegungsüberschreitende Ereignisse zu gewinnen oder - wenn dies nicht gelingt - die Spaltproduktfreisetzung zu begrenzen und so eine langfristige Kontamination der Umgebung zu verhindern.

Bei diesen Maßnahmen handelt es sich nicht um notwendige Ergänzungen des Sicherheitskonzeptes, sondern um anlageninterne Maßnahmen im Sinne einer Ergänzung der Notfallschutzplanung. Die Implementierung zusätzlicher Maßnahmen ist damit nach Auffassung der RSK keine technische Voraussetzung für den sicheren Betrieb einer Anlage.

2 Allgemeine Planungsgrundlagen für Maßnahmen zur flexiblen Ausnutzung vorhandener Systeme und für zusätzlicher Maßnahmen im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes

Bei ihren Beratungen zu anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen hat die RSK Festlegungen getroffen, die allgemein als Planungsgrundlagen für solche Maßnahmen dienen sollen. Dies sind:

- **Schutzzielorientiertes Vorgehen.**

Bei der Ermittlung geeigneter anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen und ggf. bei ihrer späteren Durchführung zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse soll schutzzielorientiert vorgegangen werden.

Das bisher in Kernkraftwerken angewendete Konzept zur Beherrschung aller der Auslegung zugrundegelegter Störfälle gewährleistet das Überführen der Anlage in einen sicheren Zustand kurzfristig durch automatische Maßnahmen und längerfristig durch das Vorgehen nach Betriebshandbuch. Dabei geht das Betriebspersonal bei eindeutiger Erkennung des vorliegenden Falles ereignisorientiert vor.

Dieses Konzept wird durch ein schutzzielorientiertes Vorgehen ergänzt, bei dem das Personal auch bei Nichterkennen des auslösenden Ereignisses durch die

boundary conditions in the analyses, the existing systems, if viewed realistically, show a considerably higher effectiveness than determined in the analyses. This means that the existing systems, including the operating systems, can also be used for the control and mitigation of events beyond the design basis.

The recommendation of plant-internal accident management measures does not mean that the safety technology realized in the plants is insufficient. Rather, such measures add to the flexibility of the plants in controlling and mitigating events far beyond the spectrum of design basis accidents (worst case considerations). Thus, they apply to the fourth in-depth level of the safety concept (safety levels).

The superordinate goal of plant-internal accident management measures is to gain control over any events beyond the design basis as early as possible, or - if this does not succeed - to limit the fission product release and thus prevent a long-term contamination of the environment.

These measures are not necessary supplements to the safety concept, but rather plant-internal measures in the sense of a supplement to emergency planning (accident management). The implementation of additional measures is thus, in the opinion of the RSK, not a prerequisite for a safe operation of the plant.

2 General Design Basis for Measures Regarding a Flexible Deployment of Available Systems and for Additional Measures with Respect to Plant-internal Accident Management

In its deliberations on plant-internal accident management measures, the RSK has laid down specifications which, generally, should serve as design principles for such measures. These are:

- **Protection-Goal-Oriented Procedure**

A protection-goal-oriented procedure should be used in determining adequate plant-internal accident management measures and, should the occasion arise, in their deployment for the control and mitigation of events beyond the design basis.

The concept employed so far in nuclear power plants for the control and mitigation of all design basis incidents assures that the plant is transferred into a safe condition in the short term by automatic measures and, in the long term, by procedures in accordance with the operating manual. Hereby, the operating personnel employs event-oriented procedures if the individual event was unambiguously identified.

This concept is supplemented by the protection-goal-oriented procedure whereby the personnel is enabled to monitor the condition of the plant and to perform the

Überprüfung weniger Schutzziele die Anlage überwachen und die notwendigen sicherheitsgerichteten Handlungen durchführen kann.

- Durchführungsanweisungen

Zu den einzelnen Maßnahmen sollen Durchführungsanweisungen erstellt werden, die in einer Unterlage separat vom Betriebshandbuch, dem sog. "Notfallhandbuch", niedergelegt werden. Die Anweisungen sollen auch bei der Personalschulung berücksichtigt werden.

- Basis für Analysen

Analysen zum möglichen Anlagenverhalten müssen mit realistischen Randbedingungen (best estimate) durchgeführt werden.

- Beurteilung geplanter Maßnahmen

Zielvorgaben für Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sollen sich an den anlagentechnischen Schutzziele orientieren.

Die anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen müssen sicherheitsgerichtet sein und sollen bei Bedarf wiederholt werden können.

Geplante Maßnahmen sind auf ihre

- Wirksamkeit
- Durchführbarkeit
- Verträglichkeit mit dem Sicherheitskonzept

zu überprüfen.

In die Prüfung sind die gegebenen und erforderlichen Zeitabläufe einzubeziehen. Es ist sicherzustellen, daß die für solche Fälle erforderlichen Entscheidungsstrukturen festgelegt sind und die notwendige Organisation in den zur Verfügung stehenden Zeiten arbeitsfähig ist.

Auslegung und Betriebsweisen

- Redundanz

Redundanzforderungen sind bei anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen im allgemeinen nicht erforderlich. Sie sind ggf. im Einzelfall festzulegen. Eine schematische Anwendung von Kriterien für die Störfallauslegung wie z. B. das Einzelfehlerkriterium, ist bei anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen nicht sinnvoll.

- Qualitätsanforderungen

Qualitätsanforderungen an Systeme werden im Einzelfall unter Berücksichtigung der Beanspruchung und der Umgebungsbedingungen im Einzelfall von der RSK festgelegt.

- Erdbebenauslegung

Bei der Berücksichtigung von konventionellen Ingenieurgesichtspunkten kann von einer ausreichenden

required safety oriented activities even if the initiating event has not been identified simply by monitoring a small number of safety goals.

- Procedural Instructions

Procedural instructions should be prepared for the individual measures apart from the operating manual in the so-called "emergency manual". These instructions should also be taken into consideration during training of the personnel.

- Basis of Analyses

The analyses of the possible plant reactions shall be performed based on realistic boundary conditions (best estimate).

- Evaluation of Planned Measures

The goals set forth for the plant-internal accident management should be oriented on the technological protective goals of the plant.

Plant-internal accident management measures must be safety oriented; it should be possible to repeat the operations if necessary.

Planned measures shall be assessed with regard to

- their effectiveness
- feasibility of their implementation
- compatibility with the safety concept.

The given and the required time sequences shall be included in the assessment. It shall be assured that the decision making structures required for such cases is specified and that the required organizations will be operative within the time period available

Design and Mode of Operation

- Redundancy

Redundancy, in the case of plant-internal accident management measures, is, generally, not a requirement. If required, this shall be specified on an individual case basis. A formal application of the criteria for the design against incidents, e.g. the single failure criterion, is not sensible in the case of plant-internal accident management measures.

- Quality Requirements

Quality requirements will be specified by the RSK on an individual case basis, and under consideration of the loading and the environmental conditions.

- Design against Earthquakes

Sufficient safety against earthquakes can be assumed if a conventional engineering approach is followed through.

Erdbebensicherheit der Systeme ausgegangen werden.

Der Katalog der allgemeinen Planungsgrundlagen wird bei Vorliegen entsprechender Beratungsergebnisse (vgl. Abschn. 4) fortgeschrieben. Für jede der Notfallschutzmaßnahmen hat die RSK Kriterien vorgegeben (vgl. Empfehlungen vom 17. Dezember 1986 und 24. Juni 1987), deren Erfüllung sie im Einzelfall überprüfen wird. Sie wird für alle noch festzulegenden Maßnahmen entsprechend vorgehen.

3 Schaffung von Voraussetzungen für Maßnahmen zur flexiblen Ausnutzung vorhandener Systeme und für Zusatzmaßnahmen

3.1 Schaffung von Voraussetzungen für Maßnahmen

Um anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen durchführen zu können, müssen die Voraussetzungen zur notwendigen Überwachung der Anlage und zur notwendigen Energieversorgung gegeben sein. Die RSK hat hierzu folgendes empfohlen:

- Ausstattung der Warte für die Durchführung anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen (RSK-Empfehlungen vom 17. Dezember 1986).

Die zentrale Stelle in der Anlage, an der anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen geplant, großenteils eingeleitet und überwacht werden können, ist der Bereich der Schaltwarte.

Um einen längerfristigen Aufenthalt des Bedienungspersonals in der Warte im Notfall zu gewährleisten, wurde von der RSK zur Begrenzung der Strahlenbelastung der Einsatz eines geeigneten Filters in die der Warte zugeführten Luft für zweckmäßig gehalten. Damit kann zur Vermeidung von Einwärtsleckagen ein geringer Überdruck gehalten werden. Bei dem Filtersystem kann es sich um eine für diesen Zweck vorgehaltene, im Anforderungsfall zu installierende Einrichtung handeln.

Die Bedeutung der Notsteuerstelle und deren Ausrüstung, die für andere Aufgaben, wie Schutz gegen Einwirkungen von außen oder Einwirkungen Dritter, konzipiert sind, bleiben davon unberührt.

- Elektrische Energieversorgung

Die Überprüfung der Zuverlässigkeit der bestehenden elektrischen Energieversorgung für das Sicherheitssystem durch die RSK hat gezeigt, daß alle Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor über mindestens zwei schutztechnisch entkoppelte Verbindungen zwischen Kraftwerk und Netz verfügen.

Zusätzlich haben diese Kernkraftwerke - bis auf wenige Ausnahmen - eine weitere Verbindung oder mehrere Verbindungen zum Netz, über die Notstromleistung bezogen werden kann. Auch bei Ausnahmefällen besteht die Möglichkeit, eine zusätzlich Verbindung zum Netz

The catalog of design principles will be updated when corresponding results are available (see Section 4 below). The RSK has specified criteria for each of the accident management measures (see Recommendations of Dec. 17, 1986 and of June 24, 1987 - **4.6.25** and **4.6.26**, respectively) and will check their fulfillment on an individual case basis. The RSK will proceed in this manner with any measure still to be specified.

3 Creation of Prerequisites for the Measures Regarding a Flexible Utilization of Available Systems for Auxiliary Measures

3.1 Creation of Prerequisites for Measures

In order to be able to perform plant-internal accident management measures, the prerequisites regarding the required monitoring of the plant and the required power supply must be fulfilled. In this respect, the RSK has recommended the following:

- Equipment of the Main Control Room for the Performance of Plant-internal Accident Management Measures (RSK Recommendations of Dec. 17, 1986 - see **4.6.25**)

The area of the main control room is the central location inside the plant where plant-internal accident management measures can be planned, partially initiated and monitored.

To assure that the operating personnel can stay in the main control room for a longer duration, the RSK found it advisable that an adequate filter be deployed in the air supply of the main control room in order to limit the radiation exposure. This can be used to create a slight overpressure in order to prevent any inward leakage. The filter system may be certain equipment that is kept in readiness for this purpose to be installed whenever the need arises.

The importance of the remote shutdown station and its equipment is not affected by this situation; it was conceived for other tasks such as the protection against external events or against sabotage.

- Electrical Power Supply

The assessment by the RSK of the reliability of the existing power supplies for the safety system has shown that all nuclear power plants with light water reactors have at least two interconnections between power plant and main grid at their disposal that are decoupled by protective circuits.

Furthermore, these power plants - with few exceptions - have one or more additional connections to the main grid which can be used to supply the required emergency power. Even in most exceptional cases, there is the possibility of installing an additional connection to the main grid or to a

bzw. zu einem nahegelegenen Kraftwerk zu installieren. Die Zuschaltzeit der zusätzlichen Verbindungen zum Netz liegt je nach Ausführung zwischen einer halben Stunde und vier Stunden.

Bei den Doppelblockanlagen sind jeweils Querverbindungen zwischen den Blöcken vorhanden bzw. vorgesehen. Über die Querverbindungen können die Notstromanlagen des Einzelblocks vom jeweiligen Nachbarblock versorgt werden.

Darüber hinaus hat die RSK die Zuverlässigkeit der elektrischen Energieversorgung aus dem Verbundnetz beraten. Die Beratung hat ergeben, daß innerhalb von ca. 2 Stunden nach einer großen "elektrischen" Störung des Höchstspannungsnetzes aufgrund technischer und administrativer Vorkehrungen für den Wiederaufbau des Netzes die betroffenen Kernkraftwerke wieder mit Eigenbedarfsleistung versorgt werden können. Die RSK erwartet, daß die entsprechenden Vorkehrungen - soweit nicht bereits geschehen - getroffen werden. Bei einem "mechanischen" Schaden im Bereich der Freileitungsstrassen (Mastbruch) und den dann zu unterstellenden Folgen verbleibt in allen Fällen mindestens eine Verbindung zum Netz, über die die Notstromleistung für das Sicherheitssystem des betroffenen Kernkraftwerkes bezogen werden kann.

Bei einem dennoch unterstellten gleichzeitigen Ausfall aller Netzversorgungsmöglichkeiten und der blockseitigen Eigenbedarfsversorgung durch den Blockgenerator des Kernkraftwerkes und aller Dieselnostromerzeugungsanlagen ist in allen Kernkraftwerken die Versorgung der sicherheitstechnisch wichtigen Gleichspannungsverbraucher durch Batterien gewährleistet.

Die RSK empfiehlt, für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen die Gleichspannungsversorgung bzw. die Entladezeit der Batterien im Notstromsystem so zu bemessen, daß die benötigten Verbraucher 2 bis 3 Stunden nur aus den Batterien versorgt werden können. Damit ist die langfristige Versorgung der Instrumentierung für die Dauer einer großen Netzstörung auch bei gleichzeitigem Ausfall aller Dieselnostromerzeugungsanlagen gewährleistet. Sollte für einzelne verfahrenstechnische Komponenten, die für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen eingesetzt werden, eine von den festinstallierten Notstromeinrichtungen unabhängige Energieversorgung zweckmäßig sein, so wird dies im Einzelfall festgelegt.

- Möglichkeiten der Bespeisung des Reaktordruckbehälters von Siedewasserreaktoren

Bei Siedewasserreaktoren bestehen zahlreiche Möglichkeiten zur Wassereinspeisung in den Reaktordruckbehälter (z. B. Nutzung des Speisewasserbehälters als Druckspeicher, Nutzung von Feuerlöschsystemen). Aufgrund dieser Möglichkeiten und der konstruktiven Gestaltung des Bereichs des Reaktordruckbehälters sind die Voraussetzungen für die Kühlfähigkeit selbst eines geschmolzenen Reaktorkerns gegeben. Die RSK wird die Bespeisungsmöglichkeiten anlagenspezifisch prüfen und hierzu Stellung nehmen.

power plant in the vicinity. Depending on the individual design, the time required for establishing the additional connection to the main grid lies between half an hour and four hours.

In the case of double unit plants, inter-connections between the units are either available or planned to be installed. These inter-connections can be used to supply the emergency power stations of the individual plant unit from the neighboring plant unit.

Furthermore, the RSK has deliberated on the reliability of the power supply from the interconnected grid system. The results show that proper technical and administrative precautionary measures can lead to a reestablishment of the grid within about 2 hours after a major "electrical" failure of the high voltage grid, thereby, reestablishment of the auxiliary power supply to the nuclear power plants concerned. The RSK expects that the corresponding precautionary measures will be taken - if they have not been taken already. In case of a "mechanical" failure of the overhead line (break of the utility pole) and the associated postulated consequential effects, there will always be at least one connection to the main grid for the supply of emergency power to the safety system of the respective nuclear power plant.

Even in case of a postulated simultaneous failure of every possible grid connection and of the auxiliary power supply of the plant unit from the main generator of the nuclear power plant and from the diesel emergency power generating facilities, the power supply of the safety relevant direct-current consuming devices is assured in all nuclear power plants by batteries.

With regard to plant-internal accident management measures, the RSK recommends dimensioning the direct-current power supply or discharge rate of the batteries in the emergency power system such that the required direct-current consuming devices can be supplied alone from the batteries over a time period of 2 to 3 hours. Then, the long-term supply of the instrumentation is assured even with a simultaneous failure of all diesel emergency power generating facilities for the length of time of a major grid failure. If a power supply independent of the stationary emergency power facility should be required for individual components of the system required for plant-internal accident management measures this will be specified on an individual case basis.

- Possibilities for Coolant Injection into the Reactor Vessel of Boiling Water Reactors

Boiling water reactors offer a number of possibilities for coolant injection into the reactor vessel (e.g., use of the feedwater storage tank as an accumulator, use of the fire extinguishing system). Given these possibilities and the structural design in the region of the reactor vessel, all prerequisites for cooling even a molten reactor core are met. The RSK will make a plant specific evaluation of the possibilities for coolant injection and will present its corresponding position.

Bei SWR-Anlagen der Baulinie 69 wurden Änderungen durchgeführt bzw. sind geplant, die den Einsatz des turbogetriebenen Einspeisesystems (TJ-System) zur langfristigen Einspeisung in den Reaktordruckbehälter bei Ausfall der Eigenbedarfsversorgung und gleichzeitig unterstelltem Versagen der Notstromdiesel erlauben (RSK-Empfehlung vom 17. Dezember 1986). Auf die Weise kann die Zeit bis zur Wiederherstellung der notwendigen Energieversorgung oder zur Schaffung separater Einspeisemöglichkeiten überbrückt werden.

3.2 Realisierung der von der RSK bereits geprüften Maßnahmen

Aufgrund der Beratungen in der RSK sind von den Betreibern deutscher Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren bisher folgende Zusatzmaßnahmen geplant bzw. bereits realisiert worden:

- Druckentlastung der Sicherheitsbehälter von Druckwasserreaktoren (RSK-Empfehlung vom 17. Dezember 1986) und Siedewasserreaktoren (RSK-Empfehlung, 24. Juni 1987)

Die Druckentlastungssysteme der Sicherheitsbehälter haben zum Ziel, den Sicherheitseinschluß bei hypothetischen Ereignissen zu schützen und in einem gewissen Umfang die Nachwärme aus dem Sicherheitsbehälter abzuführen.

In die Entlastungsstrecken sind Filtersysteme eingebaut, die die Spaltproduktfreisetzung begrenzen.

Einrichtungen zu einer hinreichenden Überwachung der freigesetzten Aktivität sind vorgesehen. Über Details wird zur Zeit noch beraten.

Die RSK verfolgt nach ihrer Empfehlung vom 17. Dezember 1986 die Realisierung der Systeme in den einzelnen Anlagen und nimmt dazu im jeweiligen Einzelfall Stellung.

- Inertisierung der Sicherheitsbehälter von Siedewasserreaktoren der Baulinie 69

Mit einer gezielten Verringerung des Sauerstoffgehaltes in der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters - bereits im Normalbetrieb der Anlage - können unzulässige Belastungen des Sicherheitsbehälters durch die Wasserstoffrekombination bei hypothetischen Ereignissen mit starker Wasserstoffproduktion ausgeschlossen werden. Dies ist insbesondere bei Siedewasserreaktoren wegen des vergleichsweise geringen Sicherheitsbehältervolumens von Bedeutung. Es wurde ein Inertisierungskonzept entwickelt, das den notwendigen Begehrbarkeitserfordernissen des Sicherheitsbehälters im Normalbetrieb Rechnung trägt.

Die RSK verfolgt die Realisierung des Konzeptes (Empfehlung vom 17. Dezember 1986) in den jeweiligen Anlagen und nimmt dazu im Einzelfall Stellung. Positive Stellungnahmen zu den Kernkraftwerken Krümmel (KKK) und Brunsbüttel (KKB) liegen vor (KKK 24. Juni 1987, KKB 30. Juli 1987).

The BWR plants of the construction line 69 have implemented, or are planning to implement, backfitting measures that will allow the deployment of the turbine driven injection system (TJ system) for a long-term coolant injection into the reactor vessel in the case of a failure of the auxiliary power system with a postulated simultaneous failure of the emergency power diesels (RSK Recommendation of Dec. 17, 1986). In this way the time can be bridged until the required power supply is restored or independent possibilities for the coolant injection are created.

3.2 Technical Realization of the Measures Already Evaluated by the RSK

On the background of the deliberation by the RSK, the licensees/operators of German nuclear power plants with light water reactors have realized, or are planning to realize, the following auxiliary measures:

- Depressurization of the Containment Vessel of Pressurized Water Reactors (RSK Recommendation of Dec. 17, 1986) and Boiling Water Reactors (RSK Recommendation of June 24, 1987)

The depressurization systems for the containment vessels have the objective of protecting the safety enclosure in the case of hypothetical events and, to a certain extent, of removing residual heat from the containment vessel.

Filter systems are built into the pressure relief paths in order to limit the release of fission products.

Equipment for an adequate monitoring of the released radioactivity will be provided. Details are still in discussion.

Ever since its recommendation on Dec. 17, 1986, the RSK is closely following the technical realization of these systems in the individual plants and will prepare corresponding statements on an individual case basis.

- Inertisation of the Containment Vessel of Boiling Water Reactors of the Construction Line 69

The intentional reduction of the oxygen content in the containment vessel atmosphere - even during normal operation of the plant - can prevent an impermissible loading of the containment vessel from hydrogen recombination in the case of hypothetical events with a strong hydrogen production. This is particularly important in boiling water reactors due to their relatively small containment vessel volume. An inertisation concept was developed taking the requirements regarding the necessary accessibility of the containment vessel into account.

The RSK is closely following the implementation of this concept (RSK Recommendation of Dec. 17, 1986) in the individual plants and will prepare corresponding statements on an individual case basis. Consenting statements are already available for the nuclear power plants Krümmel (KKK, June 24, 1987) and Brunsbüttel (KKB, July 30,

1987).

4 Empfehlungen zu weiteren Untersuchungen von Maßnahmen.

4.1 Druckwasserreaktoren

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 Möglichkeiten für flexible Maßnahmen zur Bespeisung des Primärsystems erhöht. Insbesondere kann der Inhalt der Druckspeicher genutzt werden.

Um dieses Ziel zu erreichen, muß möglichst bald nach Beginn der Kernaufheizung wieder Wasser in den Primärkreislauf eingespeist werden, damit eine Kernschädigung, die zu einer Gefährdung der Integrität des Reaktordruckbehälters führen kann, vermieden wird.

Vor abschließenden Empfehlungen sind die Ergebnisse der im folgenden beschriebenen Untersuchungen abzuwarten:

- Kühlung des Reaktorkerns

Die Betreiber prüfen zur Zeit auf Anregung der RSK anlagenspezifisch die Möglichkeit einer Druckentlastung des Primärsystems über die Druckhalterventile und einer Einspeisung in das Primärsystem. Nach Vorliegen der Ergebnisse der Überprüfung wird die RSK hierüber beraten.

- Maßnahmen zum Schutz des Sicherheitseinschlusses
 - Wasserstoffrekombination

Zur Beseitigung des bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen entstehenden Wasserstoffs sollte eine katalytische Rekombination angestrebt werden. Es sind Folien in der Entwicklung, mit denen eine derartige Rekombination möglich ist. Versuche im Labormaßstab bestätigen die Wirksamkeit dieser Folien unter den zu unterstellenden Bedingungen.

Die RSK empfiehlt, die Weiterentwicklung der Folien bis zur Einsatzfähigkeit voranzutreiben.

Über die Möglichkeiten der Wasserstoffrekombination wird bei entsprechendem Entwicklungsstand der Folien in ca. einem Jahr erneut beraten.

- Jodfreisetzung bei der Druckentlastung des Sicherheitsbehälters über Filter nach langfristigem Druckaufbau

Zur Freisetzung radioaktiver Stoffe bei einer Druckentlastung, die mehrere Tage nach Ereigniseintritt notwendig werden kann, stellt die RSK fest, daß das übergeordnete Schutzziel die Verhinderung einer langandauernden

4 Recommendations Regarding Further Investigations of Measures

4.1 Pressurized Water Reactors

The primary objective of performing measures for the flexible use of available systems is the prevention of reactor core meltdown, but these should at least retain a degraded reactor core inside the reactor pressure vessel in order to prevent a further progression of the accident. Furthermore, in the case of these events primary system pressure levels should be prevented from rising to within the range of the response level of the pressurizer valves. A timely execution of the depressurization raises the possibilities for taking flexible measures for coolant injection into the primary circuit. The coolant contained in the pressurizer can primarily be used.

To achieve this goal coolant must be injected into the primary coolant circuit as soon as possible after the heat up of the core has occurred in order to prevent a core degradation which would endanger the integrity of the reactor pressure vessel.

The results of the following investigations have to be available before final recommendations can be formulated:

- Cooling of the Reactor Core

At the suggestion of the RSK the licensees/operators are in the process of checking the possibility for a depressurization of the primary coolant system through the pressurizer valves and for a coolant injection into the primary coolant system. The results will be discussed by the RSK when they become available.

- Measures for Protecting the Safety Enclosure
 - Hydrogen recombination

Catalytic recombination should be the method chosen for removing the hydrogen that would be produced in an event beyond the design basis. Special foils are being developed with which it is possible to carry out such a recombination. Experiments in laboratory scale have confirmed the effectiveness of these foils under conditions as have to be assumed.

The RSK recommends that the development of these foils be furthered until they are technically fully applicable.

In about one year, the possibilities for hydrogen recombination will again be discussed based on the corresponding state of development of the foils.

- Iodine release from filters during depressurization of the containment vessel following a long period pressure increase

The RSK states that, with regard to the release of radioactive materials during a depressurization possibly becoming necessary after several days after occurrence of an event, the superordinate protection goal is to prevent long-term

Kontamination der Umgebung ist. Dies wird durch das vorgesehene Aerosolfiltersystem erreicht.

Bei den Untersuchungen zur Abscheidewirkung der Filter wird szenarienunabhängig eine bestimmte Aerosolmenge vorgegeben. Entsprechende Beratungen finden zur Zeit statt.

4.2 Siedewasserreaktoren

- Inertisierung und Druckentlastung der Sicherheitsbehälter von SWR der Baulinie 72

Die Sicherheitsbehälter von SWR der Baulinie 72 unterscheiden sich wesentlich von denen der SWR der Baulinie 69. Der Betreiber entwickelt derzeit ein Inertisierungskonzept und ein Druckentlastungskonzept, das den unterschiedlichen Gegebenheiten Rechnung trägt.

Die RSK-Beratungen erfolgen nach Vorliegen entsprechender Unterlagen.

4.3 Weitere Untersuchungen und Beratungen

Anlagenübergreifend wird die RSK folgende Punkte behandeln:

- Instrumentierung
 - Prüfung der Eignung für Zwecke des anlageninternen Notfallschutzes,
- Notfallhandbücher
 - Gestaltung der Anweisungen

Außerdem verfolgt die RSK die Ergebnisse der im Auftrag des BMU durchgeführten Untersuchungen zu Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes und relevante Forschungsergebnisse und wird zu gegebener Zeit über Schlußfolgerungen hieraus beraten.

5 Zusammenfassung

Mit anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen werden weitgehend vorhandene Betriebs- und Sicherheitssysteme flexibel zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse oder zur Begrenzung der Folgen solcher Ereignisse eingesetzt.

Aufgrund von Empfehlungen bzw. Beratungen in der RSK sind bisher folgende Zusatzmaßnahmen geplant bzw. zum Teil bereits installiert:

- Druckentlastung der Sicherheitsbehälter über ein Filtersystem
- Filterung der Wartenzuluft
- Bemessung der Entladezeit der Batterien im Notstromsystem auf 2 bis 3 Stunden
- Einsatz des turbogetriebenen Einspeisesystems der SWR Baulinie 69 bei unterstelltem gleichzeitigem Aus-

contamination of the environment. This will be achieved by the aerosol filter system planned to be installed.

In the investigations of the retention efficiency of the filters, the individual amount of aerosols to be used will be specified depending on the scenario of the postulated event. The corresponding (values) are currently being discussed.

4.3 Boiling Water Reactors

- Inertisation and depressurization of the containment vessel in boiling water reactors of the construction line 72

The containment vessels of the BWRs of the construction line 72 differ considerably from those of the BWRs of the construction line 69. The licensee/operator is currently developing concepts for inertisation and depressurization that will take these differences into account.

The RSK will continue its deliberations after corresponding documents are available.

4.3 Additional Investigations and Deliberations

The RSK intends to discuss the following issues on a non-plant-specific basis:

- Instrumentation and Control
 - Evaluation of their suitability for the purpose of plant-internal accident management,
- Emergency Manuals
 - Layout and format of the instructions

Furthermore, the RSK will direct its attention to the results of the investigations performed for the BMU on plant-internal accident management measures and to the results of other relevant investigations and will, in due course, deliberate on the conclusions to be drawn.

5 Conclusions

Plant-internal accident management measures are used to deploy in a flexible way any available operating and safety systems for controlling events beyond the design basis, or for mitigating the consequential effects of such events.

In response to the RSK recommendations or its deliberations, the implementation of the following auxiliary measures are being planned or have been partially carried out:

- Depressurization of the containment vessel through a filter system
- Filtering of the main control room supply-air
- A discharge time of between 2 and 3 hours for the batteries in the emergency power system
- Deployment of the turbine driven coolant injection system in BWRs of the construction line 69 in case of a

fall der Eigenbedarfsversorgung und der Dieselnostromerzeugungsanlagen

- Inertisierung der Sicherheitsbehälter von SWR der Baulinie 69

Weitere Beratungen werden stattfinden

- zur Eignung der Instrumentierung für Zwecke des anlageninternen Notfallschutzes und
- zur Gestaltung sog. Notfallhandbücher.

Vor der abschließenden Beurteilung weiterer Maßnahmen sind noch Untersuchungen notwendig

- zur Druckentlastung des Primärsystems von Druckwasserreaktoren und zur Einspeisung von Kühlmittel auch unter Berücksichtigung vorhandener Systeme,
- zur katalytischen Rekombination von Wasserstoff.

Die RSK wird laufende Untersuchungen mit Relevanz für die Entwicklung weiterer möglicher anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen weiterverfolgen und über die Ergebnisse beraten. Abschließend weist die RSK nochmals darauf hin, daß es sich bei anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen nicht um notwendige Ergänzungen des Sicherheitskonzeptes handelt, sondern um anlageninterne Maßnahmen im Sinne einer Ergänzung der Notfallschutzplanung. Die Implementierung zusätzlicher Maßnahmen ist damit nach Auffassung der RSK keine technische Voraussetzung für den sicheren Betrieb einer Anlage.

assumed simultaneous failure of the auxiliary power system and of the diesel emergency power generating systems

- Inertisation of the containment vessels of the BWRs of the construction line 69

Further deliberations will be held on the following subjects:

- Suitability of the instrumentation for the purposes of the plant-internal accident management and
- Layout and formatting of the so-called emergency manuals

Before final deliberation on additional measures, further investigations are still required

- on depressurization of the primary coolant system of pressurized water reactors and on the coolant injection taking available systems into account
- on catalytic hydrogen recombination.

The RSK will continue to direct its attention to the current development of further plant-internal accident management measures, and will deliberate on the results. In conclusion, the RSK reiterates that plant-internal accident management measures are not required supplements of the safety concept but, rather, plant-internal measures within the framework of emergency planning (accident management). In the opinion of the RSK, additional measures are, therefore, not a technical prerequisite for the safe operation of the plant.

4.6.30

Empfehlung der Reaktor-Sicherheitskommission auf ihrer 230. Sitzung am 16. März 1988

Untersuchungen zu Ereignisabläufen für Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktor unter Einbeziehung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes am Beispiel des Kernkraftwerkes Krümmel (KKK)

Anlaß

4.6.30

Recommendation of the Reactor Safety Commission in its 230th Session on March 16, 1988

Investigations of Event Sequences for Nuclear Power Plants with Boiling Water Reactors Taking the Plant-internal Accident Management Measures Into Account; Exemplified for the Nuclear Power Plant Kruemmel (KKK)

Reason for Investigation

Die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde des Landes Schleswig-Holstein hat 1984 und 1985 u. a. für das Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor Krümmel (KKK) hypothetische Ereignisabläufe untersuchen lassen. Das Ziel der vom TÜV Norddeutschland durchgeführten Untersuchungen war, Planungsgrundlagen für Katastrophenschutzmaßnahmen zu erweitern. Entsprechend der besonderen Aufgabenstellung wurde die hohe Zuverlässigkeit der Sicherheitseinrichtungen nicht berücksichtigt. Mögliche Maßnahmen des Betriebspersonals zur Beherrschung dieser hypothetischen Ereignisabläufe wurden in der Untersuchung ebenfalls außer acht gelassen. Auf Grund der Ergebnisse der genannten Untersuchungen des TÜV Norddeutschland (Entwurf vom Dezember 1985) wurde in der öffentlichen Diskussion behauptet, bei Siedewasserreaktoren seien Sicherheitsdefizite vorhanden.

Relevanz der Untersuchungsergebnisse für die Anlagensicherheit

Die RSK hat auf ihrer 218. Sitzung am 17.12.1986 zu den Ergebnissen der Untersuchungen des TÜV Norddeutschland u. a. festgestellt, daß die Ergebnisse eine Beurteilung schwerer Unfälle aufgrund ihrer geringen Detaillierung und der im wesentlichen auf Abschätzungen beruhenden Vorgehensweise nicht zulassen und durch die Ergebnisse die Sicherheit der Anlagen und der Schutz nicht in Frage gestellt werden.

Der BMU beauftragte dann die GRS, die vom TÜV Norddeutschland postulierten Szenarien für die Anlage KKK unter Einbeziehung der Zuverlässigkeiten von sicherheitstechnischen und relevanten betrieblichen Einrichtungen sowie die Eingriffsmöglichkeiten des Personals zu analysieren und zu bewerten.

Die betrachteten Abläufe sind

- Ausfall der Hauptwärmesenke mit Ausfall der Nachwärmeabfuhr aus der Kondensationskammer,
- Ausfall der gesamten nicht batteriegepufferten elektrischen Wechselspannungsversorgung, d.h. Ausfall der Eigenbedarfsversorgung und aller Notstromdiesel (Station blackout),
- Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters mit Ausfall der Sumpfrückförderung.

Bei der Bewertung wurden inzwischen in der Anlage durchgeführte Modifikationen berücksichtigt, wie der Anschluß von Komponenten (z. B. der Schmiermittelversorgung) des dampfgetriebenen Speisesystems (TJ) an die Batterieversorgung derart, daß auch ein Betrieb des Systems bei Station blackout möglich ist (vgl. auch RSK-Empfehlung vom 17. 12. 1986).

Außerdem gingen die nachfolgend genannten, von der RSK am 17. 12. 1986 und am 24. 6. 1987 empfohlenen, inzwischen genehmigten und in der Anlage vorbereiteten Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes in die

In the years 1984 and 1985, the licensing and supervisory authority of the State of Schleswig-Holstein launched the investigation of hypothetical event sequences, among others for the boiling water reactor Kruemmel (KKK). These investigations were carried out by TUEV Norddeutschland with the main objective of widening the basis for planning disaster control measures. In light of this specific scope, the high reliability of the safety equipment was not taken into consideration. Also disregarded were possible actions of the operating personnel for the control and mitigation of hypothetical event sequences. The results of these investigations by TUEV Norddeutschland (draft of December 1985) led to the publicly expressed opinions that boiling water reactors have safety deficits.

Relevance of the Investigation Results with Respect to Plant Safety

In its 218th session on Dec. 17, 1986, the RSK expressed its opinion on the investigations of the TUEV Norddeutschland stating, among others, that the results cannot be used in the assessment of serious accidents because of their low degree of detail and due to their derivation procedure based essentially on estimations, and that the results in no way challenge the safety of the plants and their protection.

The BMU commissioned the GRS to analyze and evaluate the scenarios postulated by TUEV Norddeutschland for the plant Kruemmel, taking into consideration the reliability of the safety relevant and operational systems as well as the possibilities for manual interventions by the operating personnel.

The following event sequences were analyzed:

- Simultaneous failure of the ultimate heat sink and of the residual heat removal from the pressure suppression pool,
- Failure of the entire non-battery buffered alternating current power supply, i.e., failure of the auxiliary power supply and of all emergency power diesel generators (station blackout),
- Loss of coolant accident inside the containment vessel with a simultaneous failure of the sump recirculation.

In the evaluation, the modifications meantime performed in the plant were taken into consideration like the connection of components (e.g. the lubrication supply system) of the steam driven injection system (TJ) to the battery power supply such that operation of the system is possible even in the case of a station blackout (see RSK Recommendation of Dec. 17, 1986)

The following plant-internal accident management measures recommended by the RSK on Dec. 17, 1986 and June 24, 1987 and, in the meantime, licensed and prepared for in the plant, were also included in this evaluation:

Bewertung ein:

- Druckentlastung des Sicherheitsbehälters über ein Filtersystem
- Inertisierung des Sicherheitsbehälters.
- Depressurization of the containment vessel through a filter system
- Inertisation of the containment vessel atmosphere

Als zusätzliche Maßnahmen zur Bespeisung des Reaktor-druckbehälters, die ergänzend zu den zahlreichen Einspeisungen durch Sicherheitssysteme zur Verfügung stehen, hat der Betreiber die Einspeisungen über das Steuerstabspülwassersystem und das Dichtungssperrwassersystem, Einspeisungen aus dem Trinkwassernetz, aus den Deionatbehältern mit Feuerlöschpumpen und die Einspeisung von Elbewasser mittels mobiler Pumpen vorgeschlagen. Die Wirksamkeit und Durchführbarkeit dieser Maßnahmen werden durch die Untersuchung der GRS bestätigt.

Bewertung

- Die RSK hat sich davon überzeugt, daß in allen untersuchten Fällen Einrichtungen vorhanden sind bzw. Maßnahmen getroffen werden, die eine Freilegung des Reaktorkerns bzw. einen unzulässigen Druckaufbau im Sicherheitsbehälter verhindern können.

Sie geht davon aus, daß die Notfallmaßnahmen und Kriterien für ihren Einsatz im Notfallhandbuch dargestellt werden und dazu notwendige planerische Vorbereitungen getroffen werden.

- Die RSK hat sich weiterhin davon überzeugt, daß bei den postulierten Ereignisabläufen erheblich größere Zeiten zur Wiederverfügbarmachung der ausgefallenen Systeme oder für die Durchführung der o. g. im Notfallhandbuch zu beschreibenden Maßnahmen zur Verfügung stehen, als in der Studie des TÜV Norddeutschland ausgewiesen wurden:
 - Im Fall des „Ausfalls der Eigenbedarfsversorgung und aller Notstromdiesel (Station blackout)“ stehen mindestens 5 h zur Verfügung, um ausgefallene Systeme wieder verfügbar zu machen oder zusätzliche Maßnahmen zu ergreifen. Bis zu diesem Zeitpunkt ist der Reaktorkern ausreichend gekühlt. Eine Auswertung der Zuverlässigkeit der Netzversorgung, die vor der RSK vorgenommen wurde, hat ergeben, daß nach einem großflächigen Ausfall der Netzversorgung innerhalb von ca. 2 Stunden die Versorgung der Kernkraftwerke aus dem Netz wiederhergestellt werden kann. Damit ist auch langfristig eine ausreichende Kühlung des Reaktorkerns gewährleistet.
 - Im Fall des „Ausfalls der Hauptwärmesenke mit Ausfall der Nachwärmeabfuhr aus der Kondensationskammer“ stehen noch mindestens 27 h zur Verfügung. In dieser Zeit können Maßnahmen zur Entlastung des Sicherheitsbehälters ergriffen oder ausgefallene Systeme wieder verfügbar gemacht

The additional measures for coolant injection into the reactor vessel suggested by the licensee/operator and supplementing the numerous other methods for coolant injection possible with the safety systems, are the following: injection by the control rod rinse water system and the seal water system, injection from the drinking-water supply, from the deionized water tank by fire extinguishing pumps and the injection from the water of the Elbe river by mobile pumps. The effectivity of these measures and the feasibility for their implementation are attested positively by the investigation of the GRS.

Evaluation

- The RSK is convinced of the fact that equipment is available or measures will be taken that, in all events investigated, will be able to prevent an uncovering of the reactor core or an impermissible pressure buildup inside the containment vessel.

The RSK expects that the accident management measures and the criteria for their deployment are laid down in the emergency manual and that the necessary preparatory steps are taken.

- The RSK is furthermore convinced of the fact that the postulated event sequences leave considerably more time for the repair and reinstallation of the failed systems or for the performance of the above mentioned measures laid down in the emergency manual than was assumed in the study of TÜV Norddeutschland:
 - In case of a "failure of the auxiliary power supply and of all emergency power diesels (station blackout)", at least 5 hours will be available for the failed systems to be restored to operation or for taking additional measures. Up to this point in time, the reactor core is sufficiently cooled. The evaluation carried out by the RSK of the reliability of the main grid supply has shown that the power supply from the grid to the nuclear power plant can be restored within two hours after a massive regional failure of the main grid supply. Thus, sufficient cooling of the reactor core is assured even over for a long time period.
 - In case of a "failure of the ultimate heat sink together with a failure of emergency cooling from the pressure suppression pool", at least 27 hours will still be available. In this time period measures for the depressurization of the containment vessel can be taken or the failed systems can be restored to operation.

werden.

- Im Fall des „Kühlmittelverlustes innerhalb des Sicherheitsbehälters mit zusätzlichem Ausfall der Sumpfrückförderung“ stehen für Maßnahmen oder die Wiederverfügbarmachung der ausgefallenen Systeme mehrere Tage zu Verfügung.

Die Untersuchungen haben erhebliche, bisher nicht ausgewiesene Sicherheitsreserven der Anlage aufgezeigt. Die zusätzlichen Systemverbesserungen und anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen gewährleisten selbst bei den postulierten Störfällen mit weitgehenden Ausfällen wesentlicher Sicherheitseinrichtungen eine auch langfristig ausreichende Kühlung des Reaktorkerns und die Integrität des Sicherheitsbehälters.

- In case of a "loss-of-coolant accident inside the containment vessel together with a failure of the sump recirculation", several days will be available for the failed systems to be restored to operation.

The investigations have shown the presence of considerable safety reserves of the plant to a degree not having been demonstrated so far. Additional system improvements and plant-internal accident management measures assure that, even in case of postulated incidents together with extensive failures of essential safety devices and systems, sufficient cooling of the reactor core is achieved and the integrity of the containment vessel maintained over a long time period.

4.6.32

B I 9 Anlageninterner Notfallschutz

9.1 Bedeutung des anlageninternen Notfallschutzes und Einordnung in das Auslegungskonzept von Kernkraftwerken

Zur Vorsorge gegen Schäden werden Kernkraftwerke auch gegen zu unterstellende Störfälle ausgelegt (Auslegungsstörfälle). Die Auslegungsstörfälle werden so definiert, daß sie jeweils für eine Gruppe ähnlich verlaufender Ereignisse repräsentativ sind, d. h. daß sie die für diese Ereignisgruppen repräsentativen Belastungen für die Anlagenplanung vorgeben (Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des §28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung; Dezember 1983). Zur Beherrschung der Auslegungsstörfälle werden zuverlässige, redundante und weitgehend diversitäre Sicherheitssysteme installiert, die auch beim Ausfall der externen Energieversorgung ihre Aufgaben erfüllen. Die Wirksamkeit und die Zuverlässigkeit dieser Systeme wird im Genehmigungsverfahren im Detail nachgewiesen. Ingenieurmäßig sinnvolles Vorgehen ist es, erkannte Verbesserungsmöglichkeiten immer durch eine Stärkung der Präventivmaßnahmen auszunutzen. So war die Fortentwicklung der Sicherheitstechnik in den letzten Jahren stets ausgerichtet auf die Stärkung der Präventivmaßnahmen. Durch dieses Prinzip der Auslegung ist auch ausreichend Vorsorge gegen Kernschmelzunfälle getroffen. Das Konzept der Störfallbeherrschung hat sich bewährt. Es ist ausgewogen und bedarf aus Sicht der RSK

4.6.32

B I Sec. 9 Plant-internal Accident Management

9.1 Importance of Plant-internal Accident Management and Integration into the Design Concept of Nuclear Power Plants

As a precaution against damages, nuclear power plants are also designed against incidents to be postulated (design basis accidents). The design basis accidents are defined in such a way that each of them is representative of a group of similar events, i.e. they constitute the representative stresses for these groups of events for purposes of plant design (cf. Guidelines for the Assessment of the Design of PWR Nuclear Power Plants against Incidents pursuant to Sec. 28, para. 3 of the Radiological Protection Ordinance; December 1983). In order to cope with the design basis accidents, safety systems are installed which are reliable, redundant and, to a far-reaching extent, diverse, and which perform their functions even if the external power supply fails. The efficiency and reliability of these systems is demonstrated in detail in the course of the licensing process. A sensible approach in terms of engineering always involves the utilization of identified potential improvements by strengthening the preventive measures. Thus, the further development of safety engineering in recent years has always been oriented to the strengthening of preventive measures. This design principle has also led to sufficient precautions against core meltdown accidents. The concept of control and mitigation of incidents has proven its worth. It is a well-balanced concept and, from the point of view of the RSK, does not need any further extension or modifica-

keiner Erweiterungen oder Änderungen.

Unabhängig davon wurden bzw. werden im Rahmen von Sicherheitsstudien, Reaktorsicherheitsforschung und Risikostudien die Folgen hypothetischer Systemausfälle und Ausfallkombinationen untersucht, die bei der Anlagenauslegung nicht explizit berücksichtigt worden sind (auslegungsüberschreitende Ereignisse).

Auf den Ergebnissen dieser Untersuchungen bauen Analysen zum flexiblen Einsatz, vorhandener Systeme und Zusatzmaßnahmen im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes auf. Ansatzpunkt für die Analysen zu solchen Maßnahmen ist das vorhandene Sicherheitspotential von Kernkraftwerken, das sich aus der Auslegung der Anlage für einen sicheren Betrieb und gegen postulierte Störfälle ergibt. Wegen deterministischer Postulate in den Analysen, die die Auslegungsgrundlage darstellen, wie z.B. dem Einzelfehlerkonzept oder dem Postulat der Unwirksamkeit von Betriebssystemen bei der Störfallbeherrschung und zusätzlich pessimistischer Analysenrandbedingungen, weisen die vorhandenen Systeme bei realistischer Betrachtungsweise erheblich höhere Wirksamkeiten auf, als in den Analysen ermittelt. Daraus ergibt sich, daß vorhandene Systeme einschließlich der Betriebssysteme auch zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse eingesetzt werden können.

Die Empfehlung anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen bedeutet nicht, daß die in den Anlagen realisierte Sicherheitstechnik unzureichend ist. Solche Maßnahmen erhöhen vielmehr zusätzlich die Flexibilität der Anlage bei der Beherrschung von Ereignissen weit über das zu betrachtende Spektrum der Auslegungsstörfälle hinaus (Grenzbetrachtungen). Sie sind daher auf der 4. Ebene des tiefgestaffelten Sicherheitskonzeptes (Sicherheitsebene) anzuordnen.

Anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen ermöglichen mit hoher Zuverlässigkeit, entsprechend ihren Schutzzielen, auch bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen die frühzeitige Kontrolle des Anlagenzustandes und das Zurückhalten von Brennstoff und Spaltprodukten im Reaktordruckbehälter und Primärkreis. Selbst wenn dies nicht gelänge, ist durch das breite Spektrum der Notfallschutzmaßnahmen dafür Sorge getragen, daß die Spaltproduktfreisetzung entscheidend begrenzt und eine langfristige Kontamination verhindert wird.

Die Implementierung zusätzlicher Maßnahmen für den anlageninternen Notfallschutz ist nach Auffassung der RSK keine Voraussetzung für den gefahrlosen Betrieb der Anlage. Bei diesen Maßnahmen handelt es sich nicht um einen Bestandteil des Konzepts zur Störfallbeherrschung, sondern um anlageninterne Maßnahmen im Sinne einer Ergänzung der Notfallschutzplanung.

9.2 Planung von Maßnahmen im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes

Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes müssen

tion.

Independently of this aspect, the consequential effects of hypothetical system failures and combinations of failures, which have not been explicitly taken into account in the design of the plant (events beyond the design basis), have been and are being investigated within the scope of safety studies, reactor research and risk analyses.

Analyses for the flexible use of existing systems and additional measures within the scope of plant-internal accident management are based on the results of these investigations. The starting point for the analyses of such measures is the existing safety potential of nuclear power plants which results from the design of the plant for safe operation and against postulated incidents. Because of deterministic postulates in the analyses constituting the design basis, such as the single failure concept or the postulated ineffectiveness of operating systems for the control and mitigation of incidents, and because of additional pessimistic boundary conditions in the analyses, the existing systems, if viewed realistically, show a considerably higher effectiveness than determined in the analyses. This means that the existing systems, including the operating systems, can also be used for coping with events beyond the design basis.

The recommendation of plant-internal accident management measures does not mean that the safety technology implemented in the plants is insufficient. Rather, such measures add to the flexibility of the plants in controlling and mitigating events far beyond the spectrum of the design basis accidents (worst-case considerations). Thus, they apply to the fourth in-depth level of the safety concept (safety levels).

In accordance with their protection goals, plant-internal accident management measures permit, in a highly reliable way and even if the events exceed the design basis, an early control of the state of the plant and the retention of fuel and fission products in the reactor pressure vessel and in the primary circuit. And even if these (measures) were not successful, the broad spectrum of accident management measures provides for a decisive limitation of fission product release and the prevention of long-term contamination.

The implementation of additional measures of plant-internal accident management is thus, in the opinion of the RSK, not a prerequisite for a non-precarious operation of the plant. These measures are not part of the concept for controlling and mitigating incidents, but rather plant-internal measures in the sense of a supplement to the emergency planning (accident management).

9.2 Planning of Measures within the Framework of Plant-internal Accident Management

Plant-internal accident management measures must be

insbesondere auf ihre Wirksamkeit, Durchführbarkeit und Verträglichkeit mit dem Sicherheitskonzept analysiert werden. Anhand der Analysen sind die für solche Maßnahmen notwendigen Entscheidungsstrukturen und Organisationsstrukturen festzulegen. Für die einzelnen Maßnahmen sind Durchführungsanweisungen zu erstellen, die in einer Unterlage separat vom Betriebshandbuch, im Notfallhandbuch, niedergelegt worden. Die RSK wird sich mit diesen Fragen weiter befassen.

Bei der Sicherheitsüberprüfung hat sie über das Konzept der Notfallhandbücher beraten, nach dem zur Zeit in den einzelnen Anlagen solche Anweisungen in Arbeit sind. In einigen Anlagen sind die Arbeiten bereits sehr weit fortgeschritten. Die Personalschulung wird auch auf auslegungsüberschreitende Ereignisse ausgedehnt, wobei anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen gemäß dem Notfallhandbuch einbezogen werden. Auch die Beratungen über das Konzept des Notfallhandbuches werden fortgesetzt.

9.3 Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes

9.3.1 Voraussetzungen für die Durchführung

Die RSK hat sich im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung zunächst mit der Schaffung von Voraussetzungen zur Durchführung anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen befaßt. Im wesentlichen handelt es sich hierbei um die Festlegung, daß wegen der umfangreichen Überwachungs- und Eingriffsmöglichkeiten die Warte die zentrale Stelle in der Anlage sein soll, an der anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen geplant, eingeleitet, durchgeführt und überwacht werden sollen. Die Bedeutung der Notwarte bzw. Notsteuerstelle bleibt davon unberührt.

Weiterhin müssen die Voraussetzungen zur notwendigen Energieversorgung gegeben sein. Die RSK hat aufgrund von Erfahrungen über die Zuverlässigkeit der Energieversorgung unter Ausnutzung der vielfältigen Möglichkeiten des Netzverbundes festgelegt, daß als Planungsgrundlagen für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen von der Wiederverfügbarkeit einer externen Stromversorgung 2 Stunden nach deren Ausfall ausgegangen werden kann (vgl. Abschnitt 5). Dabei geht die RSK davon aus, daß dem Personal in den Netzschaltanlagen für die Durchschaltung von Leitungen zur vorrangigen Versorgung der Kernkraftwerke geeignete Anweisungen vorliegen. Die RSK empfiehlt, daß der Netz-Betreiber die Zweckmäßigkeit der Anweisungen und der geplanten Schaltmaßnahmen eigenverantwortlich überprüft.

Bei einem Totalausfall der Eigenbedarfsanlage, bzw. bei einem Ausfall des Haupt- und Reservenetzes im Nahbereich des Kernkraftwerkes, sollen die für die Sicherheit der Anlagen im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes erforderlichen Verbraucher über eine im Nahbereich des Kernkraftwerkes erdverlegtes Kabel gespeist werden können. Der Kabelanschluß muß von den Haupt- und Reservenetzen räumlich so getrennt sein, daß ein gleich-

analyzed in particular with respect to their effectiveness, feasibility of their implementation, and compatibility with the safety concept. On the basis of the analyses, the decision-making and organizational structures required for such measures will have to be specified. Each individual measure requires (written) instructions on their implementation which shall be contained in a document separate from the operating manual, i.e. the emergency manual. The RSK will continue to deal with these questions.

Within the scope of the safety review, the RSK has discussed the concept of the emergency manuals used in preparing such instructions at the individual plants. In a number of plants, this work is already at a far advanced stage. The personnel training is also being extended to events beyond the design basis, with plant-internal accident management measures being included in accordance with the emergency manual. The discussions of the concept of the emergency manual will also be continued.

9.3 Plant-internal Accident Management Measures

9.3.1 Prerequisites for their Implementation

Within the scope of the safety review, the RSK has initially dealt with the creation of the prerequisites for the implementation of plant-internal accident management measures. These, essentially, concern the specification that, because of the comprehensive possibilities for supervision and intervention, the main control room should be the central location inside the plant where plant-internal accident management measures are planned, initiated, executed and supervised. The importance of the emergency control room or remote shutdown station remains unaffected.

Furthermore, the prerequisites for the necessary power supply must exist. As a result of experience with respect to the reliability of the power supply using the manifold possibilities of the interconnected grid, the RSK has specified that the planning basis for plant-internal accident management measures shall be a restored availability of the external power supply two hours after its failure (cf. Section 5 [of this recommendation - not included herein]). In this context, the RSK proceeds on the assumption that the personnel at the grid systems switchgear have suitable instructions regarding a priority switching of lines supplying the nuclear power plants. The RSK recommends that the mains grid operator in his own responsibility carry out a check of the appropriateness of the instructions and of the planned switching measures.

In the case of a complete failure of the auxiliary power system, or in the case of a failure of the mains and standby grids in the vicinity of the nuclear power plant, those loads which are needed for the safety of the facilities within the scope of plant-internal accident management shall be capable of being supplied from an under-ground cable in the vicinity of the nuclear power plant. This cable connection must be physically separated from the mains and

zeitiger Ausfall praktisch ausgeschlossen ist. Die Betreiber werden gebeten, für ihre jeweilige Anlage ein anlagenspezifisches Konzept vorzulegen.

Darüber hinaus muß nach einer Trennung des Kraftwerksblockes vom Netz eine schnelle Rückschaltung auf das wiederverfügbare Netz möglich sein. Für jedes Kernkraftwerk ist zu untersuchen und festzulegen, welche Maßnahmen nach einer Unterbrechung der Versorgung aus der Eigenbedarfsanlage (Netz und Generator) durchzuführen sind, um auch bei nicht verfügbaren Diesel-Notstromerzeugungsanlagen eine Verbindung zum wiederverfügbaren Netz durchschalten zu können. Dabei sind die beiden Fälle zu unterscheiden, daß die Diesel-Notstromerzeugungsanlagen nicht gestartet bzw. nach dem Start ausgefallen sind. Die RSK empfiehlt, diese Maßnahmen zu planen und so zu gestalten, daß die Verbindung zum wiederverfügbaren Netz entsprechend den vorgestellten Maßnahmen kurzfristig durchgeschaltet werden kann.

Zur Sicherung der Gleichspannungsversorgung für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen hat die RSK empfohlen, die Entladezeit der Batterien im Notstromsystem so zu bemessen, daß die Verbraucher mindestens 2 bis 3 Stunden nur aus den Batterien versorgt werden können. Entsprechende Maßnahmen sind durchgeführt oder eingeleitet.

Die Untersuchung der Durchführbarkeit der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes umfaßt für jede Maßnahme auch die Prüfung einer ausreichenden Instrumentierung und Informationsbereitstellung und eine eindeutige Festlegung der daraus abzuleitenden Einsatzkriterien für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen.

9.3.2 Geplante bzw. bereits realisierte Maßnahmen

Aufgrund der Beratungen in der RSK sind von den Betreibern deutscher Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren bisher folgende Notfallmaßnahmen geplant bzw. bereits realisiert worden, zu denen die RSK im einzelnen ausführliche Empfehlungen oder Stellungnahmen abgegeben hat (vgl. Auflistung im Anhang 1). Aspekte, die sich im Verlauf der Verwirklichung der einzelnen Maßnahmen ergeben haben, werden im folgenden jeweils angesprochen.

9.3.2.1 Konzept zur sekundärseitigen und primärseitigen Druckentlastung und Bespeisung bei DWR

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 Reaktorbehälter, 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

standby grids in such a way that a simultaneous failure is practically impossible. The licensees/operators are being asked to submit a plant-specific concept for their respective plants.

In addition, following a disconnection of the power plant unit from the grid, a fast reconnection to the grid must be possible as soon as this is available again. It shall be investigated and specified for each nuclear power plant which measures have to be implemented after an interruption of the power supply from the auxiliary power supply system (grid and generator) in order to be able to establish a connection to the grid again as soon as this is again available, even if the emergency power diesels are not available. In this context, the two cases of the emergency power diesels failing to start and failing after having started shall be considered. The RSK recommends planning and designing these measures in such a way that the connection to the grid can be established on short notice as soon as the grid is again available.

To secure the d-c voltage supply for plant-internal accident management measures, the RSK recommended to design the discharge times of the batteries in the emergency power system in such a way that the loads can be supplied by the batteries alone for about 2 to 3 hours. Corresponding measures have been implemented or initiated.

The investigation of the feasibility of the implementation of plant-internal accident management measures also comprises, with respect to each individual measure, the review of a sufficient instrumentation and availability of information as well as an unambiguous specification of the criteria to be derived from this (information) for the initiation of plant-internal accident management measures.

9.3.2 Measures Planned or Already Implemented

As a result of the discussion in the RSK, the licensees of German nuclear power plants with light water reactors have so far planned or already implemented the following (plant-internal) accident management measures for which the RSK has submitted comprehensive recommendations or comments (cf. the list in Appendix 1 [*of this recommendation - not included herein*]). Aspects which have turned up in the course of the implementation of the individual measures will be addressed in the following.

9.3.2.1 Concept for Secondary-side and Primary-side Depressurization and Coolant Injection in the Case of PWRs

The primary objective in the implementation of measures for the flexible use of existing systems is the prevention of a core meltdown accident, or at least the retention of a damaged reactor core inside the reactor pressure vessel, in order to prevent any further progression of the accident. It is further intended that, in the case of such events, pressures in the primary system within the range of the response pressure of the pressurizer valves are prevented. A timely depressurization increases the possibilities for flexible measures regarding coolant injection into the primary

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 der Dampferzeuger zugrundeliegt. Vorrangig werden Maßnahmen zur Druckentlastung der Dampferzeuger und Einspeisung in die druckentlasteten Dampferzeuger z. B. mit dem Speisewasserbehälter als Druckspeicher oder mit mobilen Systemen vorgesehen. Als back-up-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.

Die RSK stimmt dem Konzept zu. Sie bittet, über die weiteren Entwicklungsschritte informiert zu werden.

Für die Anlage KMK hat der Betreiber aufgrund des von KWU-Druckwasserreaktoranlagen abweichenden Zeitverhaltens der Anlage KMK eine primärseitige Druckentlastung nicht abschließend untersucht. Die RSK hat den Betreiber veranlaßt, Untersuchungen zur Angemessenheit und ggf. zu Möglichkeiten der primärseitigen Druckentlastung vorzulegen.

9.3.2.2 Wasserstoffverteilung und Wasserstoffverbrennung im Sicherheitsbehälter

– SWR

Mit einer gezielten Verringerung des Sauerstoffgehalts in der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters können unzulässige Belastungen des Sicherheitsbehälters durch die Wasserstoff-Sauerstoff-Rekombination bei hypothetischen Ereignissen mit starker Wasserstoffproduktion ausgeschlossen werden. Dies ist insbesondere bei Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 wegen des vergleichsweise geringen Sicherheitsbehältervolumens von Bedeutung. Es wurde ein Inertisierungskonzept entwickelt und bei einigen Anlagen bereits realisiert, das während des Betriebs eine ständige Inertisierung vorsieht und den notwendigen Begehrbarkeitserfordernissen des Sicherheitsbehälters im Normalbetrieb Rechnung trägt.

Die Sicherheitsbehälter von SWR der Baulinie 72 (KRB B/C) unterscheiden sich wesentlich von denen der SWR der Baulinie 69. Der Betreiber des KRB entwickelt derzeit ein Inertisierungskonzept und ein Druckentlastungskonzept, das den unterschiedlichen Gegebenheiten Rechnung trägt.

Die RSK-Beratungen werden nach Vorliegen entsprechenden Unterlagen erfolgen.

– DWR

Mit der Einbindung anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen ist auch eine weitgehende Vorsorge zur Verhinderung von Kernschmelzunfällen und der damit verbundenen Wasserstoffbildung getroffen.

system.

The licensees/operators of the KWU pressurized water reactors in the Federal Republic of Germany have developed a concept which is based on the complete failure of the secondary-side heat sink as a result of the failure of all operating and safety-related injection systems of the steam generators. Priority is given to measures for a depressurization of the steam generators and injection into the depressurized steam generators, e.g. using either the feedwater tank as an accumulator, or mobile systems. As a backup measure, the opening of the pressurizer valves on the primary side is considered. For this purpose, modifications in the activation and, in the case of older plants, modifications of the valves and pipes are necessary in order to cope with the water loads.

The RSK agrees to the concept. It asks to be informed on the further development steps.

In case of KMK, the licensee/operator has not yet completed the investigation of a primary-side depressurization because the time history of the KMK plant differs from that of the KWU pressurized water reactor plants. The RSK asked the licensee to submit investigations of the adequacy of and possibilities for a primary-side depressurization.

.2.2 Hydrogen Distribution and Hydrogen Combustion Inside the Containment

– BWR

By means of a selected reduction of the oxygen content in the atmosphere of the containment, inadmissible stresses acting on the containment as a result of hydrogen/oxygen recombination in hypothetical events with a great production of hydrogen can be excluded. Due to their comparatively small volume, this is of particular importance to the boiling water reactors of the construction series 69. An inertisation concept was developed and has already been implemented in a number of plants. This provides for continuous inertisation during operation and also takes the requirements into account regarding accessibility of the containment vessel for personnel during normal operation.

The containments of the BWRs of the construction series 72 (KRB B/C) differ considerably from those of the BWRs of the construction series 69. At present, the licensee/operator of KRB is in the process of developing an inertisation concept and a pressure suppression concept which will take account of the different circumstances.

The RSK discussion will follow as soon as the corresponding documents are available.

– PWR

The inclusion of plant-internal accident management measures also constitutes a far-reaching precaution for the prevention of core meltdown accidents and the related formation of hydrogen.

Unterstellt man als Hypothese, daß trotz der vorhandenen redundanten und diversitären Sicherheitseinrichtungen und möglicher Notfallmaßnahmen der Reaktorkern längerfristig unzureichend gekühlt bleibt und im weiteren Unfallverlauf nicht im Reaktordruckbehälter gehalten werden kann, so ist innerhalb der ersten Stunden durch Wasserdampf/ Metall-Reaktionen und längerfristig durch die Schmelze/Beton-Wechselwirkung mit der Entstehung großer Mengen Wasserstoff zu rechnen. Je früher die Zündung und Verbrennung des Wasserstoffs erfolgt, um so geringer wird die Belastung des Sicherheitsbehälters und seiner Einbauten.

Berücksichtigt man die Entstehungszeiten des Wasserstoffs und den Umstand, daß bei einem solchen Unfallszenario Zündquellen für Wasserstoff-Luft-Dampfgemische verschiedener Art vorliegen (z. B. heiße Flächen, elektrostatische Aufladung durch Gas/Partikelströmungen), kann von einer frühzeitigen, ungesteuerten Verbrennung des Wasserstoffs im Sicherheitsbehälter zu einem unkritischen Zeitpunkt ausgegangen werden, die gemeinsam mit der inertisierenden Wirkung des Wasserdampfs die Sicherheitsbehälterintegrität nicht gefährden würde.

Darüber hinaus wurden auf Anregung der RSK umfangreiche Untersuchungen und Entwicklungen zur frühzeitigen Beseitigung von Wasserstoff im Sicherheitsbehälter durch gesteuerte Zündung mit Hilfe autarker Zünder und katalytisch wirkender Folien durchgeführt. Die RSK bewertet die Ergebnisse der Entwicklungsarbeiten zur Zeit und wird in einigen Monaten eine Empfehlung hierzu aussprechen.

9.3.2.3 F&E-Programm zur hypothetischen Schmelze-Beton-Wechselwirkung

Unterstellt man als Hypothese (vgl. Abschnitt 9.3.2.2), daß trotz der vorhandenen redundanten und diversitären Sicherheitseinrichtungen und möglicher Notfallmaßnahmen der Reaktorkern längerfristig unzureichend gekühlt bleibt, im weiteren Unfallverlauf nicht im Reaktordruckbehälter gehalten werden kann und die Kernschmelze durch thermische und chemische Wechselwirkungen mit Beton in das Fundament eindringt, so wird sie sich sowohl axial nach unten als auch radial im Beton ausbreiten.

Die RSK wird die Ergebnisse derzeit hierzu laufender Forschungs- und Entwicklungsprogramme zum besseren Verständnis der Phänomene zu einem späteren Zeitpunkt bewerten.

9.3.2.4 Probenahmesysteme für Unfallsituationen

Die RSK hält es für notwendig, daß alle Kernkraftwerke ein entsprechendes System zur Probenahme aus der Sicherheitsbehälteratmosphäre und zur Kühlmittelprobenahme nach Auslegungsstörfällen besitzen.

Die RSK ist der Ansicht, daß auch die Bestimmung von Radionuklidkonzentrationen in der Sicherheitsbehälteratmosphäre und im Sumpf Rückschlüsse auf den Zustand des Reaktorkerns nach einem auslegungsüberschreitenden Ereignis zuläßt. Daher sollte geprüft werden, wie ein

If it is assumed as a hypothesis that in spite of the existing redundant and diverse safety features and possible (plant-internal) accident management measures the reactor core will remain insufficiently cooled for a longer period of time, and cannot be retained inside the reactor pressure vessel in the further course of the accident, the production of great amounts of hydrogen has to be anticipated as a result of steam/metal reactions during the first few hours and the melt/concrete interaction over a longer time period. The earlier the ignition and combustion of the hydrogen, the lower the stresses acting on the containment and its internals.

If the production times of the hydrogen are considered and also the fact that in such an accident scenario various ignition sources exist for the hydrogen/air/steam mixtures (e.g. hot surfaces, electrostatic charging by gas/particle streams), an early uncontrolled combustion of the hydrogen inside the containment at an uncritical point in time may be assumed. Together with the inerting effect of the steam, this combustion would not jeopardize the physical integrity of the containment.

In addition, comprehensive investigations and developments as suggested by the RSK were carried out for the early elimination of hydrogen inside the containment by means of a controlled ignition with the aid of automatic igniters and catalytically acting foils. At present, the RSK is evaluating the results of these development activities and will prepare a respective recommendation in a few months' time.

2.3 R & D Program for the Investigation of the Hypothetical Melt/Concrete Interaction

If it is assumed as a hypothesis (cf. Sec. 9.3.2.2) that, in spite of the existing redundant and diverse safety features and in spite of possible accident management measures, that the reactor core will remain insufficiently cooled for a longer period of time, that it cannot be retained in the reactor pressure vessel in the subsequent course of the accident, and that the molten core penetrates the foundations as a result of thermal and chemical interaction with the concrete, it will spread both axially downward and in radial direction inside the concrete.

To achieve a better understanding of these phenomena, the RSK will assess, at a later time, the results of respective research and development projects currently under way.

2.4 Sampling System for Accident Situations

The RSK considers it necessary for all nuclear power plants to have a corresponding system for drawing samples from the containment atmosphere and from the coolant following design basis accidents.

The RSK is of the opinion that the determination of concentrations of radionuclides in the containment atmosphere and in the sump will allow drawing conclusions with respect to the condition of the reactor core following an event beyond the design basis. It should therefore be examined

entsprechendes Meßsystem realisiert werden kann.

Bei der Konzipierung eines Probenahmesystems für auslegungsüberschreitende Ereignisse muß nach Meinung der RSK darauf geachtet werden, aus welchen Raumbereichen bzw. Sümpfen die Proben gezogen werden, um zu aussagefähigen Meßergebnissen zu gelangen. Die Betreiber erarbeiten zur Zeit ein Konzept, über das die RSK im einzelnen beraten wird.

9.3.2.5 Druckentlastung der Sicherheitsbehälter von Druck- und Siedewasserreaktoren nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen

Die RSK hat im Dezember 1986 die aus ihrer Sicht zu stellenden Anforderungen an ein Druckentlastungssystem für den Sicherheitsbehälter von DWR und im Juni 1987 für diejenigen von SWR bezüglich Auslegung und Einsatzweisen, zu berücksichtigenden Belastungen und Aufbau spezifiziert.

Die Betreiber der Kernkraftwerke haben die Anregungen der RSK aufgegriffen und großenteils bereits Vorschläge für die Realisierung eines Druckentlastungssystems mit Filter vorgelegt. Die RSK hat auch über verschiedene Filtersysteme beraten, die eine wirksame Rückhaltung von Aerosolen und Jod ermöglichen (vgl. Anhang 1).

Die RSK stellt hinsichtlich der sicherheitstechnischen Bedeutung eines Meßsystems zur Überwachung der Emission radioaktiver Stoffe während einem auslegungsüberschreitenden Ereignis fest, daß entsprechende Meßwerte nicht zur Entscheidung über die Druckentlastung herangezogen werden sollen, da uneingeschränkte Priorität der Sicherstellung der Integrität des Sicherheitsbehälters eingeräumt wird und somit der Zeitpunkt für das Öffnen der entsprechenden Entlastungsventile durch den Druckaufbau innerhalb des Sicherheitsbehälters bestimmt wird. Die ermittelten Emissionswerte sollen im wesentlichen zur Durchführung von Notfallschutzmaßnahmen und zur nachträglichen Beweissicherung benutzt werden. Über Einzelheiten der meßtechnischen Einrichtungen wird noch beraten und separat Stellung genommen.

9.3.2.6 Verfolgung von Arbeiten zum anlageninternen Notfallschutz

Die RSK verfolgt die Ergebnisse der im Auftrag des BMU durchgeführten Untersuchungen zu anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen, die Ergebnisse von Arbeiten zu Risikostudien zu DWR und SWR sowie weitere für den Bereich des anlageninternen Notfallschutzes relevanten Forschungsergebnisse und wird zu gegebener Zeit über Schlußfolgerungen hieraus beraten.

how a corresponding measuring system can be implemented.

In the opinion of the RSK, the compartment areas and/or sumps from which the samples are drawn must be taken into consideration in conceiving a sampling system for events beyond the design basis so that meaningful measuring results are obtained. At present, the licensees/operators are preparing a concept which will be deliberated on by the RSK.

9.3.2.5 Depressurization of the Containment of Pressurized Water and Boiling Water Reactors Following Events Beyond the Design Basis

In December 1986, the RSK specified the requirements which, from her point of view, must be met by a depressurization system for the containment of PWRs; this was followed in June 1987 by those for BWRs regarding the design and modes of operation, the loads to be taken into account, and the general layout.

The licensees/operators of the nuclear power plants have responded to the RSK suggestions and, in the majority of cases, have already submitted suggestions for the implementation of a filtered depressurization system. The RSK also deliberated on various filter systems which permit an effective retention of aerosols and iodine (cf. Appendix 1 [of the recommendation - not contained herein]).

The RSK makes clear that, with respect to the safety-related importance of a measuring system for the monitoring of the emissions of radioactive substances during depressurization of the containment following an event beyond the design basis, that the corresponding measuring values should not be used in the decision on the depressurization, since topmost priority is given to the assurance of the integrity of the containment vessel; thus, the time for opening the corresponding relief valves is primarily determined by the pressure buildup inside the containment vessel. The determined emission values should be used, essentially, for the implementation of accident management measures and for the subsequent evidential proof. Details of the measuring equipment are still being discussed, and a separate recommendation will be issued.

9.3.2.6 Follow-up of Work Relating to Plant-internal Accident Management

The RSK closely follows the results of the investigations carried on behalf of the BMU on measures of plant-internal accident management, the results of work on risk studies for PWRs and BWRs, as well as of further research activities relevant to the area of plant-internal accident management; in due time, the RSK will deliberate on the conclusions to be drawn.

4.6.39

Behandlung Auslegungsüberschreitender Ereignisabläufe für die in der Bundesrepublik Deutschland betriebenen Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren

Positionspapier der RSK zum anlageninternen Notfallschutz im Verhältnis zum anlagenexternen Katastrophenschutz

Inhalt

- 1 Einführung
- 2 Anlageninterner Notfallschutz
 - 2.1 Ziele und Charakteristiken der Maßnahmen
 - 2.2 Notfallmaßnahmen zur Verhinderung schwerer Kernschäden
 - 2.3 Notfallmaßnahmen zur Eindämmung radiologischer Folgen
 - 2.4 Auswahl der Ereignisse für Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes
- 3 Bewertung ausgewählter Ereignisse für Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes im Verhältnis zum anlagenexternen Katastrophenschutz

1 Einführung

Kernkraftwerke sind mit umfangreichen Sicherheitseinrichtungen ausgerüstet, die bereits auf der Ebene der Störfallbeherrschung einen zuverlässigen Schutz gegen Kernschmelzen gewährleisten.

Der Einfluß von Sicherheitsreserven, die darüber hinaus durch konservative Annahmen bei der Auslegung von Kernreaktoren gegenüber Kernschmelzen vorhanden sind, wurde in Forschungsarbeiten zu postulierten, hypothetischen Unfallszenarien und in Risikostudien eingehend untersucht. In Risikostudien wird allgemein postuliert, daß die Betriebsmannschaft in den sich entwickelnden Störfall- und Unfallablauf nicht eingreift und der Reaktor sich selbst überlassen bleibt. In den Störfallanalysen und Untersuchungen zur „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke - Phase B“ ist in diesem Zusammenhang zweierlei deutlich

4.6.39

Treatment of Events Beyond the Design Basis in Nuclear Power Plants with Pressurized Water Reactors in Operation in the Federal Republic of Germany

Positional Report of the RSK Regarding the Relationship Between Plant-internal Accident Management and Plant-external Disaster Control

Contents

- 1 Introduction
- 2 Plant-internal Accident Management
 - 2.1 Goals and Characteristics of the Measures
 - 2.2 Accident Management Measures for the Prevention of Serious Core Degradation
 - 2.3 Accident Management Measures for the Mitigation of Radiological Consequences
 - 2.4 Choosing the Events for Plant-internal Accident Management Measures
- 3 Evaluation of the Chosen Events for Plant-internal Accident Management Measures with Regard to Plant-external Disaster Control

1 Introduction

Nuclear power plants are equipped with extensive safety equipment which, already at the level of controlling the incident, assure a reliable protection against core meltdown.

The effects of safety margins with respect to core meltdown additionally available on account of conservative assumptions in the design of nuclear power plants have been intensively studied in research activities on postulated hypothetical accident scenarios and in risk studies. Risk studies generally postulate that the operating personnel does not intervene in the sequence of the incident or accident and that the reactor is left to itself. Incident analyses and investigations carried out for the "German Risk Study of Nuclear Power Plants - Phase B" have clarified two things in this context:

geworden:

- Betriebssysteme und Sicherheitseinrichtungen zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen können aufgrund von Sicherheitsreserven, mit denen sie ausgelegt sind, in vielen Fällen einen zusätzlichen und zuverlässigen Schutz vor Kernschmelzen bieten, wenn sie entsprechend eingesetzt werden.
- Die Betriebsmannschaft kann wesentlich dazu beitragen, daß auch auslegungsüberschreitende Störfallabläufe beendet werden, bevor sie in Kernschmelzen hineinfließen. Störfallanalysen und Risikostudien haben gezeigt, daß der Betriebsmannschaft dazu genügend Zeit verbleibt.
- Due to the safety margins in their design, operating systems and safety equipment used for the control of design basis accidents will, in many cases, also present an additional and reliable protection against core meltdown, provided they are properly deployed.
- The operating personnel can contribute essentially to ending the sequence of incidents beyond the design basis before these would lead to a core meltdown. Incident analyses and risk studies have shown that enough time will be available for these interactions by the operating personnel.

Es war daher richtig, bei postulierten auslegungsüberschreitenden Ereignissen das Potential der von der Systemtechnik und ihrer Sicherheitsreserven in Kernkraftwerken zusätzlich gegebenen Möglichkeiten zur flexiblen Nutzung durch das Betriebspersonal im Sinne einer weiteren Erhöhung der Reaktorsicherheit auszuloten und diese Erkenntnisse systematisch in Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes umzusetzen. Dies führte zur Entwicklung des anlageninternen Notfallschutzes.

Therefore, it was appropriate to evaluate the potentials that lie in the system technology and the associated safety margins in nuclear power plants with regard to the additional possibilities for their flexible deployment by the operating personnel and the corresponding further increase in reactor safety, and to systematically convert these findings into concrete plant-internal accident management measures. This led to the development of plant-internal accident management.

2 Anlageninterner Notfallschutz

2 Plant-internal Accident Management

2.1 Ziele und Charakteristiken der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes

2.1 Goals and Characteristics of Plant-internal Accident Management Measures

Ziel der Maßnahmen zum anlageninternen Notfallschutz ist die Verhinderung schwerer Kernschäden sowie die Reduktion der Auswirkungen auch extrem unwahrscheinlicher auslegungsüberschreitender Ereignisse auf die Umgebung von Kernkraftwerken in einem Maße, daß schwerwiegende Auswirkungen auf die Anlage beschränkt bleiben.

The goals of plant-internal accident management measures are to prevent serious degradation of the reactor core as well as to reduce the effects of extremely improbable events beyond the design basis on the environment of nuclear power plants to such a degree that serious effects are limited to the plant itself.

Mit der Einführung des anlageninternen Notfallschutzes wird das in hohem Maße bewährte, in die Tiefe gestaffelte Konzept der Reaktorsicherheit um eine weitere Stufe ausgebaut.

With the introduction of plant-internal accident management, the reliable and proven in-depth level concept of reactor safety has been expanded by one further level.

Jenseits der drei klassischen Sicherheitsebenen der Reaktorsicherheit wurden im postulierten auslegungsüberschreitenden Bereich unter Ausnutzung der Auslegungsreserven und Einsatz der systemtechnischen Möglichkeiten durch das Betriebspersonal zusätzliche Maßnahmen einer neuen Qualität getroffen. Das Konzept zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen bleibt dabei voll erhalten. Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes dienen nicht zum Ersatz für Maßnahmen im Rahmen der Auslegung von Kernkraftwerken. Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sind aufgrund der zugrunde liegenden hypothetischen Unfallpostulate „Ultima-ratio“-Maßnahmen. Ihr prioritäres Ziel ist der Schutz der Umgebung eines Kernkraftwerkes auch bei postulierten extremen Umständen.

Beyond the three classical safety levels of reactor safety, additional measures of a new quality have been created in the postulated realm beyond the design basis by utilizing of design margins and by the deployment of all system technological means by the operating personnel. Hereby, the concept for the control and mitigation of design basis accidents remains fully functional. The plant-internal accident management measures do not serve as a replacement for the measures within the framework of nuclear power plant design. Plant-internal accident management measures do serve as "last-ditch" measures, already due to the hypothetical accident postulates on which they are based. Their primary goal is the protection of the environment of a nuclear power plant even in case of these postulated extreme accidents.

Diesem Ziel müssen sich in solchen Situationen andere Ziele, z.B. der Schutz von Komponenten, unterordnen. Dies kann auch zu einer Änderung der im Schutzkonzept

In these situations, this goal must have priority over other goals such as protection of the components. This may also lead to a change of priorities as specified in the protection

festgelegten Prioritäten führen. Auch die Frage, welche Handlungsweisen des Betriebspersonals zulässig sind und vorrangig durchgeführt werden sollen, ist im Bereich der anlageninternen Notfallmaßnahmen im allgemeinen anders zu beantworten als im Bereich der Beherrschung von Auslegungstörfällen.

Sicherheitseinrichtungen, betriebliche und externe Systeme müssen unter Umständen auch außerhalb ihres normalen Einsatzbereiches eingesetzt werden. Eine Beeinträchtigung ihrer normalen Funktion oder eine Beschädigung wird dabei in Kauf genommen, um die oben angesprochenen übergeordneten Schutzziele auch in extremen Situationen zu erfüllen. Ferner haben Notfallmaßnahmen Vorrang vor konkurrierenden Aktionen des Reaktorschutzes und vor Verriegelungen. Eingriffe in den Reaktorschutz sind daher erlaubt, wenn Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes dieses erfordern.

Mit zunehmender Entfernung vom Auslegungsbereich müssen Schutzmaßnahmen im Interesse ihrer Einfachheit und Wirksamkeit in der Regel grobrastiger werden. Dazu sind sie so zu gestalten, daß sie jeweils ein weites Spektrum von Ereignisabläufen abdecken. Dem wird dadurch Rechnung getragen, daß sich die Notfallmaßnahmen nur noch auf die Einhaltung der übergeordneten Schutzziele (Unterkritikalität, Kernkühlung, Begrenzung der Aktivitätsabgabe) konzentrieren. Dabei erhalten flexibles Handeln, Kenntnis der einsetzbaren Mittel und physikalisch fundiertes Verständnis übergeordneter Zusammenhänge eine größere Bedeutung. Bei der Auslegung von Komponenten und Systemen, die zum anlageninternen Notfallschutz herangezogen werden, sind allgemein gültige ingenieurwissenschaftliche Prinzipien zugrunde zu legen. Einen Rückgriff auf die bei der Auslegung von Sicherheitssystemen angewendeten Regeln (z. B. KTA-Regeln) hält die RSK nicht für zweckmäßig. Mögliche Notfallmaßnahmen sind sorgfältig vorzuplanen, in einem Notfallhandbuch festzulegen und - soweit möglich - zu üben.

Beim anlageninternen Notfallschutz wird zwischen Maßnahmen zur Verhinderung schwerer Kernschäden und Maßnahmen zur Eindämmung radiologischer Folgen aufgrund von schweren Kernschäden unterschieden.

2.2 Notfallmaßnahmen zur Verhinderung schwerer Kernschäden

Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zur Verhinderung schwerer Kernschäden werden eingesetzt, wenn beim unterstellten Ausfall von Sicherheitssystemen auslegungsüberschreitende Zustände eintreten, die Kühlfähigkeit des Reaktorkerns jedoch nicht wesentlich eingeschränkt ist.

Ziel anlageninterner Notfallmaßnahmen zur Verhinderung schwerer Kernschäden ist daher die Erhaltung oder Wiederherstellung der Kühlung des Reaktorkerns selbst dann, wenn erste Kernschäden bereits eingetreten sind. Derartige auslegungsüberschreitende Ereignisse können im Detail sehr unterschiedlich sein. Notfallmaßnahmen müssen daher **schutzzielorientiert** ein möglichst breites Spektrum von Unfallszenarien abdecken. Zur Vorbereitung von Notfall-

goal concept. Even the question of what tasks the operating personnel may be allowed to perform or shall perform with top priority, generally, has to be answered differently with regard to plant-internal accident management measures than with regard to the control of design basis accidents.

Under these circumstance, the safety equipment, the operating systems and external systems may have to be deployed outside of their regular range of application. An impairment of normal functioning or even damages might have to be tolerated in order to achieve the superordinate protection goals mentioned above in these extreme situations. Furthermore, accident management measures must have priority over any competing actions of the reactor protection system and over any interlocks. Even manual interactions with the reactor protection system must be permitted if plant-internal accident management measures so require.

With increasing departure from the design range, the protective measures, generally, must become coarse grained with respect to simplicity and effectivity. This means, that they must be designed to cover a wide spectrum of event sequences. This is accounted for by the fact that accident management measures are directed only toward maintaining the superordinate protection goals (subcriticality, reactor core cooling, limitation of radioactivity release). Hereby, flexible actions, knowledge of the deployable means and a physically well-founded understanding of the superordinate interconnections are of higher importance. The design of components and systems employed in plant-internal accident management shall be based on generally valid scientific engineering principles. The RSK does not consider it expedient to apply the standards used in designing the safety systems (e.g. KTA safety standards). Possible accident management measures shall be carefully planned, shall be specified in an emergency manual and shall be practiced - as far as possible.

Plant-internal accident management discerns between measures for the prevention of serious core degradation and those for the limitation of radiological consequences due to serious core degradation.

2.2 Accident Management Measures for the Prevention of Serious Core Degradation

Plant-internal accident management measures for the prevention of serious core degradation are deployed when a postulated failure of the safety systems leads to conditions beyond the design basis where, however, no major limitations of core cooling have yet occurred.

The goal of plant-internal accident management measures for the prevention of serious core degradation is, therefore, to maintain or reestablish cooling of the reactor core even when first damages to the core have already occurred. There are considerable variations in the details of these events beyond the design basis. The accident management measures in their **protection goal orientation** must, therefore, cover as broad a spectrum of accident scenarios as possible.

maßnahmen zur Verhinderung schwerer Kernschäden ist es erforderlich, das Verhalten der Anlage jenseits der Nennauslegung sowie die in der Anlage verfügbaren Reserven zu kennen.

Grundsätzlich sind bis zum Eintreten schwerer Kernschäden die auftretenden Phänomene im Reaktorkern und im Primärkreis nicht wesentlich anders als im Auslegungsbereich. Für die Planung von Notfallmaßnahmen zur Verhinderung schwerer Kernschäden stehen daher die für den Auslegungsbereich verwendeten Rechencodes und Analyseverfahren zur Verfügung. Anforderungen an Sicherheitsfunktionen, Systeme und Systemteile sind gut beschreibbar.

Im Unterschied zur Auslegung gegen Störfälle sind jedoch nicht konservative, sondern wirklichkeitsnahe Simulationen erforderlich. Bei Zuständen mit zunehmenden Kernschäden im Grenzbereich zu Maßnahmen mit dem Charakter der Eindämmung radiologischer Folgen wird die Aussagekraft der verfügbaren Analysehilfsmittel zur Simulation des Unfallablaufs eingeschränkt.

2.3 Notfallmaßnahmen zur Eindämmung radiologischer Folgen

Ein Anlagenzustand, in dem Notfallmaßnahmen zur Eindämmung radiologischer Folgen schwerer Kernschäden in Frage kommen, ist extrem unwahrscheinlich und würde nur erreicht, wenn zusätzlich zum Versagen der redundanten Sicherheitseinrichtungen auch noch das Mißlingen der Maßnahmen zur Verhinderung von Kernschäden unterstellt wird. In diesem Bereich wird postuliert, daß Kernschmelzen mit Schäden an Komponenten der druckführenden Umschließung bereits eingetreten ist. Notfallmaßnahmen zur Eindämmung radiologischer Folgen konzentrieren sich bei diesen hypothetischen Unfallpostulaten auf das Schutzziel der Erhaltung der noch vorhandenen aktivitätseinschließenden Barrieren und auf die Absicherung eines langfristig kontrollierten Zustandes zum Schutz der Umgebung. Beispiel hierfür sind Maßnahmen zur Vermeidung von Kernschmelzen unter hohem Druck, zum frühzeitigen Abbau von Wasserstoff im Sicherheitsbehälter sowie zur Verhinderung des Überdruckversagens des Sicherheitsbehälters durch gefilterte Druckentlastung.

Die für Ereignisabläufe in diesem Bereich relevanten Phänomene werden um so komplexer, je weiter sich ein Ereignisablauf vom Bereich der Auslegungsstörfälle und von dem Bereich, in dem Maßnahmen zur Verhinderung von Kernschäden möglich sind, entfernt. Maßnahmen zur Eindämmung radiologischer Folgen zielen auf einen Bereich, in dem die technisch-wissenschaftlichen Kenntnisse naturgemäß weniger durch Erfahrungen und Experimente abgesichert sind als bei Auslegungsstörfällen und im Bereich, in dem Maßnahmen zur Verhinderung schwerer Kernschäden möglich sind. Die Vorausberechnung der genauen Ereignisabläufe ist wesentlich erschwert. Aufgrund der extrem niedrigen Eintrittshäufigkeit solcher hypothetischer Unfallsituationen ist eine erheblich geringere Nachweistiefe für die Wirksamkeit vorhandener Systeme und Einrichtungen zur Schadensein-

The preparation of accident management measures for the prevention of serious core degradation requires profound knowledge of the reactions of the plant beyond nominal design values as well as of the available reserves.

Basically, the phenomena occurring in the reactor core until the moment of serious core degradation are not essentially different from those occurring within the range of design limits. Therefore, the computer codes and analysis procedures used for the design range will also be applicable to the planning of accident management measures for the prevention of serious core degradation. The resulting requirements for safety functions, systems and system components can well be described.

In contrast to conservative simulations used for the design against incidents, here, simulations are required that are close to reality. When conditions of increasing core degradation continue to develop into the boundary region now calling for measures to limit radiological consequences, the information from the available analytical tools for simulating the accident sequence will become less and less valid.

2.3 Accident Management Measures for the Mitigation of Radiological Consequences

A plant condition where accident management measures for the mitigation of radiological consequences would be required is extremely improbable; it would only occur if, in addition to the failure of the redundant safety equipment it would also be assumed that the measures for preventing (serious) core degradation are unsuccessful. Hereby, it is postulated that a core meltdown with damages to the components of the primary coolant system has already occurred. In this hypothetical accident scenario, the accident management measures for the mitigation of radiological consequences must be concentrated on the protection goal of maintaining whatever is still available of the radioactivity enclosing barriers and on securing a controlled condition for protecting the environment over a long period of time. Examples for this are measures for preventing core meltdown under high pressure, for an early reduction of hydrogen in the containment as well as for preventing an overpressure failure of the containment by a filtered depressurization.

The relevant phenomena for event sequences in this realm become the more complex, the farther an event sequence moves away from the realm of design basis accidents and from the realm where measures for the prevention of serious core damage are possible. The goal of measures for mitigating radiological consequences is a region where scientific engineering knowledge is of course less assured by experience and experiments than is the case for design basis accidents and for the realm where measures for the prevention of serious core degradation are applicable. The advance analysis of the exact event sequences is quite difficult. However, due to the extremely low probability of occurrence of such hypothetical accident situations, a considerably reduced level of proof is required to demonstrate the effectiveness of the available systems and equipment for limiting the consequences of damages than is

dämmung erforderlich als bei Auslegungsstörfällen.

2.4 Auswahl der Ereignisse für Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes

Auslegungsüberschreitende Ereignisse, die repräsentativ sind für ein Spektrum von im Detail unterschiedlichen Ereignissen, können mit Hilfe probabilistischer Sicherheitsanalysen, Betriebserfahrungen, Ergebnissen der Reaktorsicherheitsforschung und postulierten Schäden in der Anlage identifiziert und beschrieben werden. Für solche abdeckenden Ereignisse sind Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes unter weitgehender Nutzung vorhandener Einrichtungen und Systeme vorzubereiten.

Die Vorkehrungen für den anlageninternen Notfallschutz dürfen weder den bestimmungsgemäßen Betrieb, noch den gestörten Betrieb, noch den auslegungsgemäßen Einsatz von Sicherheitssystemen zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen unzulässig beeinträchtigen.

Die ausgewählten Notfallmaßnahmen sind auf ihre Wirksamkeit, Durchführbarkeit und sicherheitstechnische Verträglichkeit zu untersuchen. Darüber hinausgehend wird jedoch eine probabilistische Beurteilung der Zuverlässigkeit von Notfallmaßnahmen von der RSK nicht als sinnvoll angesehen. Dies gilt insbesondere dann, wenn es sich um einfache Maßnahmen handelt, für deren Vorbereitung und Durchführung ausreichend Zeit besteht.

Die Geschlossenheit der Nachweise und die Nachweistiefe können sich an den Möglichkeiten der Analyse von Notfallmaßnahmen orientieren.

Es gibt jedoch auch Grenzen bei der Betrachtung und Berücksichtigung von Ereignisabläufen, die durch die praktische Vernunft gesetzt werden. Nach Ansicht der RSK sind diese Grenzen dort zu ziehen, wo über den plausiblen Nachweis der Wirksamkeit einer Maßnahme des anlageninternen Notfallschutzes hinaus wiederum weitere Ausfälle in diesem System unterstellt werden. Derartige Ereignisabläufe können nach menschlichem Ermessen ausgeschlossen werden.¹⁾

Fußnote 1): Beispiele dafür wären weitere Postulate zum Nichtwirksamwerden von Notfallschutzmaßnahmen:

- zur Druckentlastung des Primärkreises, um Hochdruckkernschmelzen zu vermeiden;
- zur Einspeisung von Wasser in den Reaktordruckbehälter, um sein Durchschmelzen zu verhindern;
- zur Verhinderung von Primärkühlmittelverlusten außerhalb des Sicherheitsbehälters (V-Sequenz);
- zum Abbau von Wasserstoff und zur gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters, um seine Integrität zu sichern.

required in the case of design basis accidents.

2.4 Choosing the Events for Plant-internal Accident Management Measures

Events beyond the design basis that are representative of a whole spectrum of events differing in detail can be identified and described with the aid of probabilistic safety analyses, of operating experiences, of results from reactor safety research and of postulated damages in the plant. The plant-internal accident management measures for these representative events shall be prepared utilizing to a great extent the available equipment and systems.

The planned activities for the plant-internal accident management measures may in no way impermissibly affect neither specified normal operation, nor abnormal operation nor the designated deployment of the safety systems for the control and mitigation of the design basis accidents.

The specified accident management measures shall be analyzed for their effectiveness, for the feasibility of their implementation and for their compatibility with plant safety. Beyond this, the RSK does not consider it necessary for a probabilistic assessment of the reliability of accident management measures to be carried out. This applies in particular to simple measures for whose preparation and execution sufficient time would be available.

The extent and depth of analytical proofs can be oriented on the (limited) possibilities for the analyses of accident management measures.

On the other hand, practical reasoning already sets limits to the extent of the analysis and consideration of event sequences. In the opinion of the RSK, a line should be drawn where the plausible proof of the effectiveness of a plant-internal accident management measure is followed in turn by again other postulations of failures in that respective system. These kinds of event sequences can, in all probability, be ruled out.¹⁾

Footnote 1): Examples for this would be additional postulations regarding the ineffectiveness of accident management measures:

- for the depressurization of the primary coolant circuit to prevent high pressure core meltdown;
- for the injection of water into the reactor pressure vessel to prevent it from melting through;
- for the prevention of primary coolant losses outside of the containment vessel (V sequence);
- for the reduction of hydrogen and a filtered depressurization of the containment vessel to assure its physical integrity.

3 Bewertung ausgewählter Ereignisse für Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes im Verhältnis zum anlagen-externen Katastrophenschutz

In der Bundesrepublik Deutschland liegen „Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“ vom 1. Januar 1989 (GMBL 1989 S. 71) vor. Danach werden zur Abgrenzung vorbereitender Maßnahmen 3 Zonen unterschieden:

- Zentralzone Z als geschlossenes Gebiet bis zu 2 km um die Anlage;
- Mittelzone M als Gebiet außerhalb von Z bis 10 km um die Anlage;
- *Außenzone A als Gebiet außerhalb von M bis 25 km um die Anlage*

Für Zonen Z und M müssen Evakuierungspläne vorhanden sein. In der Zone A sollen Meß- und Probenahmeorte festgelegt und Alarmierungen vorbereitet werden.

Parameterstudien zur Quantifizierung des Zusammenhangs zwischen Quelltermen bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen in Druckwasserreaktoren und Evakuierungsmaßnahmen unter Berücksichtigung derzeit gültiger Eingreifwerte zeigen, daß bei bodennahen Freisetzungen mit Freisetzungsanteilen von mehr als 1% des Kerninventars die Evakuierungsflächen ungefähr proportional zur freigesetzten Menge sind. Bei kleineren Freisetzungen wird die Evakuierungsfläche hauptsächlich von der 100%igen Edelgasfreisetzung bestimmt.

Die Untersuchungen zeigen, daß bodennahe Freisetzungen mit 100% Edelgasen und bis zu etwa 1 % sonstiger Radionuklide - vor allem Jod, Cäsium und Tellur - durch die Katastrophenschutzpläne für die Evakuierung der Zonen Z und M abgedeckt werden.

Die Untersuchungen zeigen ferner, daß mit Hilfe der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes eine Evakuierung über die Mittelzone M hinaus mit an Sicherheit grenzender Wahrscheinlichkeit vermieden werden kann, wobei dann schwerwiegende Auswirkungen auslegungsüberschreitender Ereignisse in Kernkraftwerken im wesentlichen auf die Anlage beschränkt bleiben. Dies gilt insbesondere für postulierte Kernschmelz Szenarien im Niederdruckpfad, die gemäß Deutsche Risikostudie - Phase B durch Freisetzungsanteile von bis zu 100 % Edelgase und bis zu 1 % Aerosole charakterisiert sind.

Die RSK hat sich überzeugt, daß die Eintrittshäufigkeit von auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufen mit Freisetzung von mehr als 1 % bei Jod, Cäsium und Tellur durch die Einführung der anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen so weit reduziert wurde, daß diese auslegungsüberschreitenden Ereignisse nach menschlichem Ermessen ausgeschlossen werden können und deshalb keine erweiterten Planungen des Katastrophenschutzes in Betracht gezogen werden müssen. Somit können die durch

3 Assessment of Selected Events for Plant-internal Accident Management Measures with Respect to Plant-external Disaster Control

In the Federal Republic of Germany the "General Recommendations for the Disaster Control in the Vicinity of Nuclear Facilities" of January 1, 1989 (GMBL 1989, page 71) are applicable. With regard to the preparatory measures, these identify three zones:

- Central zone, Z, which is the entire region out to 2 km around the facility;
- Intermediate zone, M, which is the region outside of Z out to 10 km around the facility;
- Outer zone, A, which is the region outside of M out to 25 km around the facility.

Evacuation schedules have to be available for zones Z and M. Measurement and sampling locations should be specified and alarm procedures prepared for zone A.

Under consideration of the currently valid intervention values, the parameter studies for quantifying the correlation between the source terms for events beyond the design basis in pressurized water reactors and the evacuation measures show that - in the case of ground-level releases with release fractions larger than 1 % of the core inventory - the evacuation region is roughly proportional to the amount released. In the case of smaller release (fractions), the evacuation region is essentially determined by the 100 % release of noble gases.

Investigations show that the disaster control plans regarding the evacuation of zones M and Z cover all ground-level releases with 100 % of the noble gases and up to about 1 % (of the) other radionuclides - mainly iodine, cesium and tellurium.

Furthermore, investigations show that with the help of plant-internal accident management measures an evacuation beyond the intermediate zone, M, can be prevented with near-certain probability; the serious effects of events beyond the design basis in nuclear power plants would, then, essentially be limited to the plant itself. This applies, in particular, to the postulated core melt-down scenarios in the low pressure path which, according to the "German Risk Study - Phase B", are characterized by release fractions of up to 100 % noble gases and up to 1 % aerosols.

The RSK is convinced that the introduction of plant-internal accident measures has reduced the probability of occurrence for event sequences beyond the design basis with a release of more than 1 % of the iodine, cesium and tellurium to such an extent that these events beyond the design basis can in all probability be ruled out; therefore, no additional plans regarding disaster control need to be taken into consideration. Thus, the requirements regarding disaster control as specified in the "General Recommendations .." of January

die Rahmenempfehlungen vom 1. Januar 1989 vorgegebenen Anforderungen für den Katastrophenschutz bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen bis hin zum Kernschmelzen erfüllt werden.

1, 1989, can be met for events beyond the design basis up to and including core melt-down.

4.7.3

Maßnahmen zur Risikominderung bei Freisetzung von Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen

1. Einleitung

Unabhängig von allen im Rahmen des gestaffelten Sicherheitskonzepts getroffenen Schutzmaßnahmen zur Verhinderung schwerer Schäden am Reaktorkern befaßte sich die RSK seit ihrer 247. Sitzung am 18. Oktober 1989 mehrfach mit der Frage zusätzlicher Schutzmaßnahmen für den Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken bei extrem seltenen auslegungsüberschreitenden Ereignissen. Der RSK-Ausschuß LEICHTWASSERREAKTOREN setzte im Hinblick auf die Wasserstoff-Problematik die Ad-hoc Arbeitsgruppe WASSERSTOFF ein, die in der Zeit vom 29. Februar 1990 bis zum 15. Juni 1993 im Verlauf von neun Sitzungen die Grundlagen für diese RSK-Empfehlung erarbeitete. Mehrmals in dieser Zeit diskutierten die RSK und der Ausschluß LEICHTWASSERREAKTOREN - dieser zuletzt in seiner 120. Sitzung am 2. März 1994 - über von der Arbeitsgruppe vorgelegte Zwischenergebnisse. Abschließend führte die RSK zu diesem Thema gemeinsam mit Experten aus USA, Frankreich und Japan am 17. Januar 1994 eine Klausurtagung durch. Dabei standen Einzelheiten der in diesen Ländern verfolgten Notfallmaßnahmen zur weiteren Risikominderung bei Freisetzung von Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter im Verlauf auslegungsüberschreitender Ereignisse sowie Ziele und bisherige Ergebnisse der Sicherheitsforschung auf diesem Gebiet im Mittelpunkt.

2. Ausgangssituation und Problemstellung

Wird trotz aller vorgesehenen Sicherheitsmaßnahmen bei einem auslegungsüberschreitenden Ereignis der Reaktorkern unzureichend gekühlt, kommt es zu einer Schädigung des Reaktorkerns bei gleichzeitiger Bildung von Wasserstoff durch die Reaktion von Zirkonium mit Wasserdampf.

4.7.3

Measures to Reduce the Risk Associated with a Hydrogen Release in the Containment after Events Going Beyond the Design Basis Accident

1. Introduction

Independent of all the protective measures taken within the defense-in-depth concept to prevent severe reactor core degradation the Reactor Safety Commission (RSK), since its 247th session on October 18, 1989, has repeatedly dealt with additional measures protecting the containment of nuclear power plants in the extremely seldom events going beyond the design basis. The RSK Committee on LIGHT WATER REACTORS established an ad hoc Working Group on HYDROGEN which, in the course of nine meetings in the period between February 29, 1990 and June 15, 1993, drafted the base of this RSK Recommendation. During that period, the RSK and the LIGHT WATER REACTORS Committee - the latter most recently at its 120th meeting on March 2, 1994 - repeatedly discussed the interim results presented by the Working Group. In conclusion, the RSK organized an international meeting on this subject, getting together with experts from the United States of America, France, and Japan on January 17, 1994. Discussions focused on details of the (plant-internal) accident management measures taken in those countries regarding further risk reduction in the case of hydrogen release into the containment vessel during events going beyond the design basis, and on the objectives and results from current safety research in this field.

2. Initial Situation and Problem Area

If, in an event going beyond the design basis, the reactor core is inadequately cooled despite all safety provisions, the reactor core will be degraded and, at the same time, hydrogen will be generated from the reaction between zirconium and steam.

Bei diesen Betrachtungen wird von einem Ausfall sämtlicher redundant und diversitär vorhandener Betriebs- und Sicherheitskühlsysteme, einschließlich der Notkühlsysteme, ausgegangen und unterstellt, daß darüber hinaus auch die dann zusätzlich noch möglichen anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen zur Wiederherstellung der Kernkühlung nicht wirksam sind. Aufgrund der vorgesehenen gestaffelten Sicherheitsmaßnahmen und anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen zur Verhinderung gravierender Kernschäden sind solche Unfallszenarien extrem unwahrscheinlich.

Zur Wasserstoffentstehung werden zwei Fälle unterschieden:

a) Die Kernschädigung kann erst durch eine spät erfolgende Wiederherstellung der Kühlung gestoppt werden. Dabei würde es zu einer verstärkten Wasserstoffbildung durch den Kontakt von Wasser und Wasserdampf mit hochaufgeheizten Strukturen im Kernbereich kommen, wobei Wasserdampf und der entstehende Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter freigesetzt werden. Dann ist - im Sinne einer oberen Abschätzung - zu unterstellen, daß das gesamte Zirkonium-Inventar im Reaktorkern oxidiert und der gebildete Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter freigesetzt wird.

Für eine Anlage z.B. vom Typ Biblis B wären dies etwa 1350 kg Wasserstoff.

b) Kann die Kühlung des beschädigten Kerns nicht wiederhergestellt werden, so würde der Reaktordruckbehälter durchschmelzen. Bei der anschließenden Schmelze-Beton-Wechselwirkung wird das in diesem Fall innerhalb des Reaktordruckbehälters noch nicht oxidierte Zirkonium außerhalb des Reaktordruckbehälters oxidiert. Zusätzlicher Wasserstoff entsteht durch die Wechselwirkung der Schmelze mit dem Beton.

Für eine Anlage des oben genannten Typs wären das weitere etwa 650 kg Wasserstoff.

Längerfristig entsteht kontinuierlich und geringfügig Wasserstoff aus der Radiolyse von Sumpfwasser.

Durch die Wasserstoffbildung können im Sicherheitsbehälter zündfähige Gemische entstehen. Ihre in Bezug auf die Freisetzung von Wasserstoff späte Zündung kann zu unkontrollierten, turbulenzbeschleunigten Verbrennungsvorgängen führen, die durch hohe Verbrennungsgeschwindigkeiten und entsprechende Drucklasten gekennzeichnet sind. Im Verlauf von sich selbst überlassenen beschleunigten Verbrennungsprozessen könnten, im wesentlichen abhängig vom thermodynamischen Zustand und von der Zusammensetzung des Frischgasgemisches und von der Struktur und der Geometrie des Reaktionsraumes, verschiedene Reaktionsmechanismen auftreten: Langsame und schnelle Deflagrationen, detonationsähnliche Vorgänge während des Übergangs von der Deflagration zur Detonation sowie Detonationen. Dadurch könnte die Integrität des Sicher-

These assessments are based on the assumption of a failure of all redundant and diverse operation and safety cooling systems, including the emergency cooling systems, and, furthermore, on the assumption that the additional plant-internal accident management measures which may still be taken to restore core cooling are ineffective. Because of the planned defense-in-depth strategy and the plant-internal accident management measures taken to prevent major core degradation, such accident scenarios are extremely unlikely.

Two cases of hydrogen generation are distinguished:

a) Core degradation can be halted by restoring the cooling capability only at a late stage. This would cause an increased hydrogen generation as a result of the contact of water and steam with extremely hot structures in the core region releasing steam and the hydrogen generated into the containment vessel. As an upper-bound estimate, it must be assumed that the entire zirconium inventory in the reactor core will be oxidized, and the hydrogen generated will be released into the containment vessel.

For a plant, e.g., of the Biblis type some 1350 kg of hydrogen would be generated.

b) If cooling of the degraded core cannot be restored the reactor pressure vessel would melt through. In the subsequent corium/concrete interaction, the zirconium not yet oxidized within the reactor pressure vessel would be oxidized outside the reactor pressure vessel. Hydrogen is additionally generated by the interaction of the corium with the concrete.

For a plant of the type referred to above, this would be approximately an additional 650 kg of hydrogen.

In the long run, hydrogen is generated continuously and in small amounts in the radiolysis of sump water.

Hydrogen generation may lead to ignitable mixtures inside the containment vessel. A late ignition of these mixture with respect to the release of hydrogen may lead to uncontrolled combustion processes accelerated by turbulence phenomena; these are characterized by high combustion rates and correspondingly high pressure loads. In the course of accelerated combustion processes that are left to themselves various reaction mechanisms could be initiated that are mainly on the thermodynamic state, on the composition of the fresh gas mixture and on the structure and geometry of the reaction compartment: slow and fast deflagrations, detonation-like processes in the transition from deflagration to detonation, and detonations. This could endanger the integrity of the containment vessel and, hence, of the decisive retention barrier protecting against a massive release of radioactive fission products into the environment.

heitsbehälters und damit die entscheidende Rückhaltebarriere gegen eine massive Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten in die Umgebung gefährdet werden. Maßnahmen zum Abbau von Wasserstoff im Sicherheitsbehälter kommt daher wesentliche Bedeutung zu.

Bei der Betrachtung der Möglichkeiten zum Abbau von Wasserstoff ist zu beachten, daß Wasserdampf inhibierend auf den Verbrennungsablauf in Wasserstoff-Luft-Gemischen und letztlich inertisierend wirkt. Aufgrund der inertisierenden Wirkung von Wasserdampf können in einzelnen Bereichen des Sicherheitsbehälters frühzeitige Verbrennungsvorgänge und der damit verbundene Abbau von Wasserstoff lokal erschwert bzw. verhindert werden. Dadurch besteht die Möglichkeit einer Aufkonzentration von Wasserstoff in einzelnen Bereichen des Sicherheitsbehälters und - nach erfolgter Dampfkondensation - einer späten Verbrennung bei hohen Wasserstoffkonzentrationen. Dies wäre mit höheren Verbrennungsgeschwindigkeiten und entsprechend höheren Drücken und Temperaturen verbunden.

Für die mit der Freisetzung von Wasserstoff verbundenen Unfallszenarien sind daher Gegenmaßnahmen vorzusehen, die sicherstellen, daß mit dem Abbau des freigesetzten Wasserstoffs frühzeitig begonnen wird, sobald räumlich und zeitlich ein Schwellenwert für die Wasserstoffkonzentration bzw. gemischbedingte Zündgrenzen im Sicherheitsbehälter erreicht werden. Grundsätzlich könnten auch durch eine nach Störfallbeginn erfolgende Nachinertisierung oder Nachverdünnung der Atomsphäre des Sicherheitsbehälters gefährlich schnelle Wasserstoff-Verbrennungsvorgänge unterbunden werden.

3. Mögliche Notfallmaßnahmen

Zur Verhinderung von Wasserstoff-Luft-Wasserdampf-Gemischen, deren Verbrennung zu einer Gefährdung der Integrität des Sicherheitsbehälters führen kann, gibt es folgende Möglichkeiten:

- Katalytische Rekombinatoren
- Gezielte frühzeitige Verbrennung mit kurzen Flammenweglängen
- Permanente Inertisierung
- Nachinertisierung
- Nachverdünnung
- Kombination der katalytischen Rekombination und der gezielten frühzeitigen Verbrennung („Dual-Konzept“)
- Kombination der Nachverdünnung und der katalytischen Rekombination
- Kombination der Nachinertisierung mit der Entlüftung des Sicherheitsbehälters.

Wegen betrieblicher Nachteile wird die permanente Inerti-

Consequently, considerable importance attaches to measures of hydrogen reduction in the containment vessel.

Any assessment of the possibilities for the reduction of hydrogen must take into consideration that steam inhibits the combustion process in hydrogen-air mixtures and, ultimately, has an inerting effect. The inerting effect of steam may retard or even prevent early combustion processes and the associated reduction of hydrogen in some areas of the containment. The possibility exists that this, in turn, leads to an increased hydrogen concentration in certain areas of the containment and - following the condensation of the steam - a later burning at high hydrogen concentrations. This process would be associated with higher combustion rates and correspondingly higher pressures and temperatures.

For this reason, accident scenarios associated with the release of hydrogen require countermeasures to be taken which ensure that the reduction of the generated hydrogen is started at an early point in time, namely, as soon as from a standpoint of space and time a threshold value is reached for the hydrogen concentration or for the ignition limits in the containment vessel. In principle, it would even be possible to suppress dangerously fast hydrogen combustion processes by inerting or diluting the containment atmosphere after the onset of the accident.

3. Possible Accident Management Measures

The following possibilities exist that would prevent the formation of hydrogen-air-steam mixtures the combustion of which could jeopardize the integrity of the containment vessel:

- Catalytic recombiners,
- Deliberate early combustion with short flame path lengths,
- Permanent inerting,
- Post-accident inerting,
- Post-accident dilution,
- Combination of catalytic recombination and deliberate early combustion ("dual concept"),
- Combination of post-accident dilution and catalytic recombination,
- Combination of post-accident inerting and venting of the containment vessel.

Permanent inerting is not further considered in German

sierung in deutschen Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor nicht weiter betrachtet.

Ebenfalls ausgeschlossen wird die Entlüftung des Sicherheitsbehälters in Kombination mit einer Inertgaseinspeisung während des Ablaufs auslegungsüberschreitender Ereignisse, weil für die Vorbereitung, Einleitung und Durchführung einer solchen Maßnahme eindeutige Entscheidungskriterien und Handlungsanweisungen nicht festgelegt werden können.

Durch eine Verdünnung oder eine vollständige Nachinertisierung der Atomsphäre des Sicherheitsbehälters mit nicht kondensierbaren Gasen können grundsätzlich während und nach einem auslegungsüberschreitenden Ereignis, das zu einer teilweisen Kernzerstörung bis hin zum Kernschmelzen führt, die Folgen einer unkontrollierten Wasserstoffverbrennung gemildert oder ausgeschlossen werden. Auch dadurch könnte eine Gefährdung der Integrität des Sicherheitsbehälters vermieden werden.

Auf der Grundlage von Untersuchungen der GRS sowie unter Berücksichtigung der Beratungsergebnisse stellt die RSK fest, daß die Nachinertisierung bzw. Nachverdünnung der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters zwar technisch durchführbar ist, jedoch gegenüber anderen Maßnahmen eine Reihe sicherheitstechnischer Nachteile hat:

- Vorbereitung, Einleitung und rechtzeitige Durchführung einer Nachinertisierung sind vom spezifischen Störfall- und Unfallablauf abhängig. Eindeutige Kriterien und Handlungsanweisungen für die Betriebsmannschaft sind für solche Maßnahmen schwierig festzulegen. Hierbei käme der Bewertung der Situation durch den Krisenstab eine besondere Bedeutung zu.
- Der Druckentlastungsgrenzwert des Sicherheitsbehälters wird durch Nachinertisierung frühzeitiger erreicht.
- Eine Nachinertisierung kann Wasserstoffverbrennungen nur bei entsprechender Verteilung des inertisierenden Gases im Sicherheitsbehälter erfolgreich verhindern. Dies ist z. Z. noch nicht nachgewiesen.
- Radiolyse im Sumpfwasser würde langfristig bei solchen Unfallszenarien weitere Maßnahmen erfordern.

Katalytische Rekombinatoren ermöglichen den Abbau von in den Sicherheitsbehälter freigesetztem Wasserstoff bereits vor dem Erreichen von Gemisch-Zündgrenzen. Derartige katalytische Rekombinatoren können auch unter dampfinitiierten Zuständen arbeiten und Wasserstoff abbauen, sofern Sauerstoff verfügbar ist.

Die von Siemens, NIS, Battelle und der KFA durchgeführten Versuche zur Wirksamkeit von katalytischen Rekombinatoren ergaben im wesentlichen folgende Ergebnisse:

- Katalytische Rekombinatoren zeigen ein ausge-

nuclear power plants with pressurized water reactors because of associated drawbacks in plant operation.

Also excluded is the containment venting in combination with inert gas feeding in the course of events going beyond the design basis because it is impossible to specify clear decision-making criteria and instructions concerning the preparation, initiation and execution of these measures.

In principle, by dilution or complete post-accident inerting of the containment atmosphere with noncondensable gases, it would be possible to mitigate or even prevent the consequential effects of an uncontrolled hydrogen combustion during and after an event going beyond the design basis causing partial core degradation up to a core melt. Also, in this way, hazards to the integrity of the containment vessel could be avoided.

On the basis of studies conducted by GRS, and in the light of the results of her own deliberations, the RSK states that post-accident inerting or post-accident dilution of the containment atmosphere is technically feasible but, compared to other measures, has a number of safety relevant drawbacks:

- The preparation, initiation and timely execution of post-accident inerting depend on the specific sequence of the incident or accident. Clear criteria and instructions for the plant operating staff are difficult to specify for such measures. In that case, special importance would attach to the evaluation of the situation by the emergency response staff.
- The limit value for venting the containment vessel is reached earlier as a result of post-accident inerting.
- Post-accident inertisation can successfully prevent hydrogen combustion only if the inerting gas is properly distributed in the containment. This has not yet been proved.
- In accident scenarios of this type, the radiolysis in the water sump would require further measures to be taken as time proceeds.

Catalytic recombiners allow the reduction of hydrogen released into the containment already before the ignition limits of the mixture are reached. Such catalytic recombiners can also function under conditions of steam inertisation, and can remove hydrogen, as long as there is oxygen available.

The experiments conducted by Siemens, NIS, Battelle, and KFA to determine the effectiveness of catalytic recombiners produced, essentially, the following results:

- Catalytic recombiners exhibit excellent hydrogen

zeichnetes Wasserstoff-Abbauverhalten. Der Schwellenwert für den Beginn der Rekombination hängt von der konstruktiven Gestaltung des Rekombinators ab und liegt im Bereich von 1 bis 2 Vol.-% Wasserstoff. Nach dem Anlaufen der Reaktion wird der Rekombinator erst bei einer Wasserstoffrestkonzentration von < 0,5 Vol.-% unwirksam.

- Die Wasserstoff-Abbauraten in katalytischen Rekombinatoren ist konzentrations- und temperaturabhängig.
- Der Wirkungsgrad der verwendeten katalytischen Rekombinatoren ist so hoch, daß der in den Rekombinator eintretende Wasserstoff nahezu vollständig rekombiniert wird.
- Die Rekombinationsrate katalytischer Rekombinatoren ist zwar begrenzt und kann bei kurzzeitig auftretenden hohen Freisetzungsraten den Wasserstoff nicht so rasch abbauen, daß lokal brennbare Gasgemische verhindert werden, jedoch wirkt die katalytische Rekombination kontinuierlich und langfristig in Abhängigkeit von der lokalen Verfügbarkeit von Wasserstoff und Sauerstoff.
- Mit katalytischen Rekombinatoren ist ein effektiver Abbau von Wasserstoff auch in dampfinertisierter Atmosphäre möglich.
- Die Katalysatoren unterstützen bei geeigneter Positionierung die Durchmischung der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters.
- Rekombinatoren sind auch beim langfristigen Abbau von Wasserstoff aus der Radiolyse des Sumpfwassers effizient.
- The rate of hydrogen reduction in catalytic recombiners is a function of concentration and temperature.
- The efficiency of the catalytic recombiners used is so high that the hydrogen entering the recombiner is recombined almost completely.
- Admittedly, the recombination rate of catalytic recombiners is limited and may not be able, during brief spells of high release rates, to reduce the hydrogen quickly enough to prevent burnable gas mixtures from forming locally. On the other hand, catalytic recombination is continuously effective and for a long time depending on the local availability of hydrogen and oxygen.
- With catalytic recombiners it is possible to effectively remove hydrogen also in an atmosphere inerted by steam.
- When properly positioned, the catalysts enhance mixing of the containment vessel atmosphere.
- Recombiners are also effective in the long-term reduction of hydrogen produced from sump water radiolysis.

Zur Wirkung von Katalysatorgiften und Aerosolablagerungen auf Katalysatoroberflächen sowie zu Selbstreinigungseffekten wurden Versuche und Untersuchungen (KFA, GRS, Siemens, NIS) durchgeführt, die eine Eignung katalytischer Rekombinatoren zur weiteren Risikominderung gezeigt haben.

Nach dem Stand der Technik (Spezifikationen der Hersteller Siemens und NIS) sind in einem Rekombinator, abhängig von der Wasserstoffkonzentration und von der technischen Ausführung, Reaktionsraten von 5 bis 15 kg Wasserstoff pro Stunde möglich. Das bedeutet, daß 40 Rekombinatoren 200 bis 600 kg Wasserstoff pro Stunde abbauen können.

Obwohl gemäß diesen Spezifikationen katalytische Rekombinatoren sowohl sehr frühzeitig vor Erreichen der Zündgrenzen als auch in dampfinertisierter Atmosphäre arbeiten und die maximal mögliche Wasserstoffmenge in wenigen Stunden abbauen können, ist nach dem heutigen Stand der Technik nicht davon auszugehen, daß katalytische Rekombinatoren in realistischer Anzahl allein in der Lage sind, bei kurzzeitig massiver Wasserstofffreisetzung die Bildung zündfähiger Gemisch zu verhindern.

Eine weitere Möglichkeit, bei hoher Wasserstoff-Freisetzungsraten die Bildung gefährlicher Gasgemische zu verhindern, besteht in der gezielten frühzeitigen Verbrennung des Wasserstoffs mit kurzen Flammenweglängen

reduction characteristics. The threshold for the onset of recombination depends on the design of the recombiner and lies in the order of 1 to 2 vol.-% of hydrogen. Once the reaction has started, the recombiner becomes ineffective only at a residual hydrogen concentration of < 0.5 vol.-%.

Experiments and studies were conducted (KFA, GRS, Siemens, NIS) regarding the effects of catalyst poisons and aerosol depositions on catalyst surfaces as well as regarding self-cleaning effects. They demonstrated the suitability of catalytic recombiners for further risk reduction.

At the present state of the art (according to specifications by the manufacturers Siemens and NIS), a recombiner is capable of reaction rates between 5 and 15 kg of hydrogen per hour, depending on the hydrogen concentration and the technical design. This means that 40 recombiners can remove 200 to 600 kg of hydrogen per hour.

Although catalytic recombiners meeting these specifications work both in a very early phase, before the flammable limits are reached, and in an atmosphere inerted by steam, and can remove the maximum possible amount of hydrogen in only a few hours, current state of the art does not allow to assume that a realistic number of catalytic recombiners will alone be able to prevent flammable mixtures from forming in a sudden massive hydrogen release.

Another possibility for preventing dangerous gas mixtures from building up as a result of high hydrogen release rates is the deliberate early combustion of hydrogen with short flame lengths, immediately after the flammability limits of

unmittelbar nach Erreichen der jeweils herrschenden Gemisch-Zündgrenzen mit Hilfe von speziell entwickelten Katalysator- und Funkenzündern.

Je näher an der jeweiligen Gemisch-Zündgrenze eine solche gezielte Wasserstoffverbrennung erfolgt, um so geringer sind die damit verbundenen Verbrennungsgeschwindigkeiten. Ferner können die möglichen Flammenweglängen und damit mögliche Flammenbeschleunigungen durch geeignete Positionierung der Zünder begrenzt werden.

Damit könnte die gezielte frühzeitige Verbrennung eine sinnvolle Ergänzung der katalytischen Rekombination darstellen, die auch bei massiver Wasserstofffreisetzung mit steilen Konzentrationsanstiegen wirksam werden könnte. Die Kombination beider Maßnahmen führt zum „Dualen Wasserstoff-Abbaukonzept“. Hierzu durchgeführte Versuche am Battelle-Modellcontainment und im HDR haben u.a. Erkenntnisse über die Wirksamkeit, die geeignete Positionierung von Zündern und die dadurch gezielt ausgelösten Wasserstoff-Verbrennungsvorgänge in Abhängigkeit von Zündort, Zündenergie, Gemischzusammensetzung, Abstand zwischen Zündorten, Temperaturschichtung sowie Ein- und Mehrraumgeometrie gebracht.

Begleitende, weltweit durchgeführte grundlagenorientierte Forschungsarbeiten in Verbrennungsrohren und Großraumgeometrien haben wichtige Erkenntnisse zur Flammenbeschleunigung von Wasserstoff-Luft-Wasserdampf-Gemische durch Turbulenzpromotoren, zum Deflagrations-Detonationsübergang und zu den damit verbundenen Druckverhältnissen geliefert. Weitere grundlegende Arbeiten zu den Mechanismen der Entstehung und Ausbreitung sowie zu Lösungsmechanismen von Detonationen haben das Wissen um solche Vorgänge erheblich erweitert. Die auch im internationalen Rahmen in großen Umfang durchgeführten einschlägigen Labor- und Großraumversuchsprogramme zur Sicherheit bei Vorhandensein von Wasserstoff wurden ausgewertet und berücksichtigt. Dadurch liegt zur Wasserstoffverbrennung ein breites und detailliertes Wissen vor.

Dennoch sind bezüglich der Wasserstoffverteilung, der Einflüsse von Temperatur, Druck und Raumkonfiguration auf die Wasserstoff-Verbrennungsprozesse sowie bei der Übertragung der experimentell gewonnenen Ergebnisse auf reale Verhältnisse in einer Druckwasserreaktor-Anlage noch Fragen offen.

Die derzeit laufenden und noch geplanten experimentellen und theoretischen Untersuchungen zur Wasserstoffverbrennung in Räumen mit Einbauten und zur Flammenbeschleunigung von Wasserstoff-Luft-Wasserdampf-Gemischen in realen Raumketten dienen der Ergänzung der Erkenntnisse und sollen es ermöglichen, die Lasten, die infolge einer Wasserstoffverbrennung auf die Schale und auf die Einbauten des Sicherheitsbehälters wirken, mit ausreichender Genauigkeit zu ermitteln. Die Ergebnisse aus diesen Versuchen werden Auswirkungen auf die Festlegung der Anzahl und der Verteilung der

the respective mixture have been reached, by means of specially developed catalytic and spark igniters.

The closer to the flammability limit of the respective mixture this deliberate hydrogen combustion is carried out, the lower are the associated combustion rates. In addition, the possible flame path lengths and, thus, possible flame accelerations can be limited by proper positioning of the igniters.

In this way, deliberate early combustion which could be effective even during massive hydrogen release with steep concentration rises could be a meaningful supplement to catalytic recombination. The combination of these two measures leads to the "dual hydrogen removal concept." Experiments conducted in the model containment vessel at Battelle and in the HDR produced findings, among others, on effectiveness, correct positioning of igniters, and the hydrogen combustion processes deliberately initiated in this way as a function of the ignitor location, ignition energy, composition of the mixture, distance between ignitor locations, temperature stratification, as well as single-compartment and multi-compartment geometries.

Related fundamental research conducted worldwide in combustion tubes and large-compartment geometries has furnished important findings on flame acceleration of hydrogen-air-steam mixtures by turbulence enhancers, on the transition from deflagration to detonation and on the associated pressure conditions. Other basic studies of the mechanisms of onset and spreading as well as the extinction mechanisms of detonations have greatly added to the knowledge about such events. The internationally conducted extensive laboratory-scale and large-scale experiments on safety in the presence of hydrogen have been evaluated and taken into account. Thus, broad-based and detailed knowledge exists on hydrogen combustion.

Nonetheless, open questions still exist with respect to the distribution of hydrogen, the influences of temperature, pressure, and compartment configuration on the hydrogen combustion processes, as well as to transferring experimental findings into real conditions in a pressurized water reactor plant.

Both the ongoing and future experimental and theoretical studies on hydrogen combustion in compartments with internals, and on flame acceleration in hydrogen-air-steam mixtures in real-size compartment chains, serve to increase the available knowledge and to allow determining the loads acting upon the containment shell and its internals as a consequence of hydrogen combustion with sufficient accuracy. The results of these studies will have an impact on the specification of number and local distribution of igniters, but basically should not cast any doubt regarding the suitability of these igniters as an additional measure of

Zünder haben, sollten jedoch deren Eignung als zusätzliche Maßnahme zur Beherrschung der Gefahren durch brennbare Gasgemische im Sicherheitsbehälter von Druckwasserreaktor-Anlagen grundsätzlich nicht in Frage stellen.

4. Bewertung und Empfehlung

Zur weiteren Verminderung des Risikos eines frühzeitigen oder späten Verlustes der Integrität des Sicherheitsbehälters von Druckwasserreaktor-Anlagen durch Wasserstoff-Verbrennungsprozesse bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen empfiehlt die RSK als Maßnahme des anlageninternen Notfallschutzes den Einbau katalytischer Rekombinatoren. Diese rekombinieren Wasserstoff bereits vor Erreichen von Zündgrenzen und auch aus dampfinertisierten Gasgemischen. Damit kann der sicherheitstechnisch relevante Teil der freigesetzten Wasserstoffmenge in wenigen Stunden rekombiniert und ein wesentlicher Beitrag zur Gewährleistung der Integrität des Sicherheitsbehälter und damit zur weiteren Risikominimierung geleistet werden. Die katalytischen Rekombinatoren sind auf diese Leistung auszulegen. Die katalytische Rekombination ist eine eindeutig sicherheitsgerichtete Maßnahme zur Beherrschung des Wasserstoffs bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen.

Für katalytische Rekombinatoren gibt es technisch weiterentwickelte und durch Versuche erprobte Konzepte und Prototypen. Rekombinatoren sind passive Bauelemente. Sie bedürfen weder einer Bedienung durch Personal, noch benötigen sie eine Energieversorgung. Der Einbau dieser Rekombinatoren in die bestehenden Druckwasserreaktor-Anlagen ist ohne Sicherheitsprobleme möglich. Die RSK schlägt vor, die konstruktive Ausführung der katalytischen Rekombinatoren hinsichtlich des anstehenden spezifischen Einsatzes zu optimieren. Zum Nachweis der katalytischen Aktivität sollen stichprobenhaft einzelne Katalysatorelemente jährlich geprüft werden.

Hinsichtlich der Anzahl und der Positionierung der katalytischen Rekombinatoren im Sicherheitsbehälter sind die Wasserstoff-Freisetzungsraten und die charakteristischen Gastransportzeiten innerhalb des Sicherheitsbehälters zu berücksichtigen. Die Rekombinatoren sind vorrangig in der Nähe globaler Konvektionsströme im Sicherheitsbehälter, in der Nähe der Sicherheitsbehälter-Stahlschale sowie in den Räumen zu platzieren, in denen Wasserstoff freigesetzt wird. Aufgrund physikalischer Gesetzmäßigkeiten bilden sich im Sicherheitsbehälter großräumige Konvektionsschleifen aus.

Durch numerische Berechnungen und ingenieurmäßige Abschätzungen kann auf der Basis der vorliegenden Kenntnisse die für eine Festlegung von Anzahl und Position der benötigten Rekombinatoren wesentliche Verteilung des Wasserstoffs hinreichend genau ermittelt werden.

Vor dem Einbau der katalytischen Rekombinatoren erwartet die RSK die Erstellung und Vorlage konkreter technischer Planungen durch Betreiber und Hersteller. Dabei ist von abdeckenden Unfallabläufen im Rahmen der

mitigating the hazards arising from flammable gas mixtures in the containment vessel of pressurized water reactor plants.

4. Evaluation and Recommendation

To further reduce the risk of an early or late loss of integrity of the containment vessel of pressurized water reactor plants as a result of hydrogen combustion processes associated with events going beyond the design basis, the RSK recommends the installation of catalytic recombiners as an plant-internal accident management measure. These devices recombine hydrogen well before flammability limits are reached, and do so even in gas mixtures inerted by steam. In this way, the safety-relevant part of the hydrogen volume released can be recombined within only a few hours, and a major contribution is, thus, made to ensuring containment integrity and, hence, to further risk minimization. The catalytic recombiners must be designed to these performance requirements. Catalytic recombination clearly is a safety-oriented measure for the control of hydrogen produced in events going beyond the design basis.

Technically advanced and experimentally proven concepts and prototypes of catalytic recombiners are available. Recombiners are passive components requiring neither manual operation by personnel nor power supply. These recombiners can be built into existing pressurized water reactor plants without any safety problems. The RSK suggests that the design of catalytic recombiners be optimized with respect to the specified performance envisaged. Random samples of catalyst modules should be examined annually to demonstrate their catalytic activity.

The number of catalytic recombiners to be installed in a containment vessel, and their locations, must be determined taking the hydrogen release rates and characteristic gas transport times within the containment into account. The recombiners shall preferably be placed near global convection flows in the containment vessel, close to the containment steel shell, as well as in those compartments in which hydrogen is released. Extensive convection loops will develop inside the containment vessel alone for physical reasons.

On the basis of present knowledge, it is possible to sufficiently accurately determine by numerical analysis and engineering estimates the distribution of hydrogen determining the number and the locations of the required recombiners.

The RSK expects of the licensees/operators and vendors that they draft and submit specific technical plans prior to the installation of catalytic recombiners. These should be based on all-embracing accident sequences within the

in Abschnitt 2 beschriebenen Unfallszenarien a) und b) auszugehen. Die RSK wird über die vorgelegten Unterlagen beraten.

In einem weiteren Schritt wird die RSK die Notwendigkeit prüfen, die katalytische Rekombination durch zusätzliche Maßnahmen, z.B. die gezielte frühzeitige Verbrennung von Wasserstoff mit kurzen Flammenweglängen durch entsprechenden Einsatz von Zündern oder durch eine Nachverdünnung der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters, zu ergänzen. Für den Einsatz von Zündern hält es die RSK für erforderlich, die Übertragbarkeit der Ergebnisse der laufenden und noch geplanten experimentellen Untersuchungen zur Wasserstoffverbrennung auf reale Verhältnisse in einer Druckwasserreaktor-Anlage nachzuweisen.

accident scenarios a) and b) described in Section 2 above. The RSK will then deliberate on the documents submitted.

In a further step, the RSK will examine whether it is necessary to supplement the catalytic recombination by additional measures, such as the deliberate early combustion of hydrogen with short flame path lengths by deploying corresponding igniters or the post-accident dilution of the containment atmosphere. In the case of a deployment of igniters, the RSK considers it essential that the findings of ongoing and future experimental studies of hydrogen combustion be demonstrated to be transferable to actual conditions in a pressurized water reactor plant.

SSK-Empfehlung

5.27

Druckentlastung des Reaktor-Sicherheitsbehälters und Zuluftfilterung für die Hauptwarte

Empfehlungen zu den anlageninternen Notfallmaßnahmen bei den Kernkraftwerken Isar 2, Emsland und dem Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar 2 (Konvoi-anlagen)

Empfehlung der Strahlenschutzkommission, verabschiedet auf der 79. Sitzung am 4. November 1987

Der Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ der SSK hat sich in seinen Sitzungen am

16. Juli 1987 (86. Sitzung),
3./4. September 1987 (87. Sitzung),
15./16. Oktober 1987 (88. Sitzung) und
4. November 1987 (89. Sitzung),

in Vorbereitung der Beratungen der Strahlenschutzkommission am

1. Oktober 1987 (78. Sitzung) und
4. November 1987 (79. Sitzung)

mit Fragen des Strahlenschutzes und des Notfallschutzes hinsichtlich der in den Konvoianlagen geplanten anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen befaßt. Im einzelnen ergaben die Beratungen folgende Ergebnisse:

Als anlageninternen Notfallmaßnahmen sind in den Konvoianlagen für hypothetische Ereignisse u.a.

- die Druckentlastung des Reaktor-Sicherheitsbehälters (RSB) und
- die Zuluftfilterung und Überdruckhaltung für die Hauptwarte

vorgesehen.

1. Druckentlastung des Reaktor-Sicherheitsbehälters

Die Druckentlastung soll durch kontrollierte Abgabe des bei einem Kernschmelzunfall entstehenden Gasgemisches aus dem Sicherheitsbehälter in die Umgebung den Druck im RSB begrenzen und absenken, um so dessen Versagen bei höheren Drücken zu verhindern. Dazu wird die Sicherheitsbehälteratmosphäre über eine Rohrleitung und einen Aerosolfilter in den Fortluftkamin geleitet.

SSK Recommendation

5.27

Depressurization of the Containment Vessel and Supply-Air Filtering for the Main Control Room

Recommendations Regarding Plant-internal Accident Management Measures in the Nuclear Power plants Isar 2, Emsland and the mutual nuclear power plant Neckar 2 (Convoy Plants)

Recommendation of the Commission on Radiological Protection, passed in its 79th Session on Nov. 4, 1987

The Committee on "Radiological Protection at Nuclear Facilities" of the SSK at its meetings on

July 16, 1987 (8th meeting),
September 3 and 4, 1987 (87th meeting),
October 15 and 16, 1987 (88th meeting), and
November 4, 1987 (89th meeting)

in preparation for the deliberations of the Commission on Radiological Protection (SSK) on

October 1, 1987 (78th session) and
November 4, 1987 (79th session)

considered questions of radiological protection and emergency protection with a view to the plant-internal accident management measures as planned with respect to the convoy plants. In detail, the deliberations led to the following results:

At the convoy plants, the following plant-internal accident management measures, among others, have been provided for hypothetical events:

- depressurization of the containment vessel and
- supply air filtering and over pressure ventilation of the main control room.

1. Depressurization of the Containment Vessel

Depressurization is a means that is intended to limit and reduce the pressure inside the containment vessel by a controlled discharge of the gas mixture created in the event of a core meltdown accident from the containment vessel to the environment, and thereby to prevent its failure at elevated pressures. For this purpose, the containment atmosphere is conducted to the vent stack through a pipe

Um die Betriebsbereitschaft dieses Druckentlastungssystems herzustellen, müssen nach Vorstellung von Hersteller und Betreiber im Anforderungsfall zwei Ausbaustücke - eines hinter der als Erstabspernung dienenden Berstscheibe, das andere vor dem in der Fortluftkammer installierten Aerosolfiler - in die betreffende Rohrleitung eingebaut werden.

Die Strahlenschutzkommission ist der Meinung, daß im Anforderungsfall an den genannten Montageorten der Ausbaustücke und den Zugangswegen nicht unerhebliche Ortsdosisleistungen auftreten können.

Unter den Gesichtspunkten der Vermeidung unnötiger Strahlenexposition des Personals und der Sicherstellung einer sachgerechten Montage des Druckentlastungssystems empfiehlt die Strahlenschutzkommission daher, die zum Einbau vorgesehenen Zwischenstücke während des Betriebs der Anlage ständig eingebaut zu lassen.

Die bei der Druckentlastung abgegebenen radioaktiven Stoffe werden durch die vorhandene Emissionsüberwachung nicht erfaßt. Die Kenntnis der Quellstärke erlaubt erforderlichenfalls eine angemessene und zeitgerechte Einleitung von Schutz- und Vorsorgemaßnahmen für die Bevölkerung. Deshalb empfiehlt die Strahlenschutzkommission, umgehend zu überprüfen, wie die notwendige Kenntnis über die Quellstärke erreicht werden kann. Hierbei sind die auch aus anderen Gründen notwendigen Probeentnahmen aus dem Sicherheitsbehälter und die vorhandenen und in Entwicklung befindlichen Meßgeräte zur kontinuierlichen Überwachung der Emissionen radioaktiver Stoffe (Nuklidgruppen der Edelgase, des Jods und der Aerosole) zu berücksichtigen. Die Strahlenschutzkommission sollte sodann über die Überprüfung und deren Ergebnis unterrichtet werden, um ihr eine endgültige Beschlußfassung im Hinblick auf die Instrumentierung zu ermöglichen.

2. Zuluftfilterung für die Hauptwarte

Im Anforderungsfall werden die Lüftungsanlagen auf Umluftbetrieb geschaltet. Durch den Anschluß einer mobilen Filteranlage, die aus

- Vorfilter
- Schwebstofffilter
- Aktivkohlefilter
- Ventilator

besteht, soll dem bestehenden Umluftsystem für die Warte (und einige Nebenräume) zusätzlich gefilterte Luft zugeführt und somit ein geringfügiger Überdruck zur Verhinderung unkontrollierter Einwärtsleckagen erreicht werden. Der zur Überdruckhaltung und Leckageergänzung notwendige Luftvolumenstrom wird aus dem Schaltanlagegebäude angesaugt.

Hersteller und Betreiber sehen vor, eine solche mobile Filteranlage mit unbelastetem Filter speziell für die War-

and an aerosol filter.

In order to establish the operational availability of this depressurization system, both vendor and licensee feel that two removable pipe sections - one behind the rupture disk serving as a first isolation, and the other in front of the aerosol filter installed in the vent air chamber - must be installed into the corresponding pipe to cope with the requirement case.

The Commission on Radiological Protection feels that, in the requirement case, significant local doses rates may occur at the above-mentioned locations of the removable sections and on the access routes.

From the points of view of the prevention of unnecessary radiation exposure of the personnel and of assuring an adequate assembly of the depressurization system, the Commission on Radiological Protection recommends that the intermediate sections intended for installation remain installed during the (normal) operation of the plant.

The radioactive materials discharged during depressurization are not detected by the existing emission monitoring system. If necessary, knowledge of the emission rate permits a reasonable and timely initiation of protective and precautionary measures for the population. Therefore, the Commission on Radiological Protection recommends to examine promptly how the necessary knowledge of the emission rate can be obtained. In this context, the samples to be taken from the containment vessel for other reasons and the instruments, both available and under development, for a continuous monitoring of the emission of radioactive materials (nuclide groups of noble gases, iodine and aerosols) shall be taken into account. Subsequently, the Commission on Radiological Protection should be informed of this review and its results so as to enable it to arrive at an ultimate decision as to the instrumentation.

2. Supply-Air Filtering for the Main Control Room

In the requirement case, the ventilation systems are switched over to the air recirculation mode of operation. The connection of a mobile filter unit consisting of

- roughing filter,
- high-efficiency particulate air filter,
- activated charcoal filter and
- fan

should serve to supply additional filtered air to the existing air recirculation system for the control room (and several ancillary rooms) and thus to achieve a moderate overpressure for the prevention of uncontrolled inward leakages. The volumetric air flow necessary for maintaining overpressure and making up air leakages is taken in from the switchgear building.

Vendor and licensee are planning to provide such a mobile filter unit with a fresh filter outside the restricted access

tenzuluftfilterung außerhalb des Kontrollbereichs vorzuhalten. Die Filtereinsätze sollen in vorgegebenen Zeiträumen gegen neue Einsätze ausgetauscht werden. Da die Lagerposition der mobilen Filteranlage nur wenige Meter von deren Einsatzort für den Anforderungsfall entfernt ist und vorbereitete Anschlußmaßnahmen getroffen werden, ist ein kurzfristiger Einsatz der Anlage gewährleistet.

Die Strahlenschutzkommission hat keine Einwände gegen die geplanten Maßnahmen zu Zuluftfilterung und Überdruckhaltung für die Hauptwarte.

area, in particular for the control room supply-air filtering. At regular intervals, the filter elements are scheduled to be replaced by new elements. As the storage location of the mobile filter unit is only a few meters away from its place of installation in the requirement case, and as preparatory measures for its connection will be taken, a speedy deployment of the unit is ensured.

The Commission on Radiological Protection has no objections against the planned measures regarding supply-air filtering and maintenance of overpressure in the main control room.