

Risikoorientierte Analyse zum **SNR-300**

Kurzfassung

Risk-Oriented Analysis of the **SNR-300**

Summary



GRS - 56 (April 1984)

Risikoorientierte Analyse zum SNR-300

Kurzfassung

Risk-Oriented Analysis of the SNR-300

Summary

**Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH**

ISBN 3-923875-04-5

Herausgeber: Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Köln und Garching

Copyright: Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Köln 1984

Druck und Satz: Nettesheim Druck GmbH, Köln

Inhalt

	Seite
1. Auftrag	1
2. Vorgehensweise der Risikoanalyse	1
3. Anlagentechnische Analyse	3
3.1 Störfallanalyse (anlageninterne Ursachen)	3
3.2 Unfallanalyse	11
3.3 Radionuklidfreisetzung	22
3.4 Brennelementlager	25
3.5 Einwirkungen von außen	26
3.6 Zu erwartende Häufigkeiten der Unfallabläufe	28
3.7 Unfallfolgen	30
4. Risikovergleich SNR-300 – DWR	32
5. Begrenzungen der SNR-Studie	38
6. Spezielle Probleme	39

Bilder und Tabellen

	Seite
Bild 1: Schritte der anlagentechnischen Untersuchungen der Risikoanalyse	1
Bild 2: Einleitungsereignisse für Kernzerstörung (Gruppe 1 bis 6)	4
Bild 3: Ereignisablaufdiagramme für anlageninterne störfallauslösende Ereignisse	7
Bild 4: Reaktortank mit Einbauten	12
Bild 5: Bodenkühleinrichtung	15
Bild 6: SNR-Containmentsystem	17
Bild 7: Zu erwartende Überschreitenshäufigkeiten für Erdbebenintensitäten am Standort Kalkar	26
Bild 8: Komplementäre Häufigkeitsverteilung für somatische Spätschäden bei DWR und SNR-300	37
Tab. 1: Häufigkeit von Einleitungsereignissen	9
Tab. 2: Einleitungsereignisse für eine Kernzerstörung	10
Tab. 3: Subjektive Überschreitenswahrscheinlichkeit für mechanische Ener- giefreisetzung (auf Grundlage der Expertenbefragung)	13
Tab. 4: Bedingte Wahrscheinlichkeit für Tankversagen bei den Einleitungs- ereignissen UKDS, UWVA und ANWA	16
Tab. 5: Zusammenstellung der Containmentrechenfälle	19
Tab. 6: Zuordnung von Containmentrechenfällen und Freisetzungskategorien	22
Tab. 7: Freisetzungskategorien	24
Tab. 8: Zu erwartende Häufigkeiten von Systemversagen infolge Erdbebens .	27
Tab. 9: Zusammenstellung der Häufigkeit von Unfallabläufen	29
Tab. 10: Zu erwartende Häufigkeiten pro Jahr der Freisetzungskategorien 1 bis 5	28
Tab. 11: Schätzunsicherheiten der zu erwartenden Häufigkeiten der Freiset- zungskategorien 1 bis 5	30
Tab. 12: Nuklidfreisetzung beim SNR-300	35
Tab. 13: Nuklidfreisetzung beim DWR	36

1. Auftrag

Der Bundesminister für Forschung und Technologie hat der Gesellschaft für Reaktorsicherheit am 11. 8. 1981 den Auftrag zur Durchführung der von der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ des 8. Deutschen Bundestages empfohlenen „Risikoorientierten Analyse zum SNR-300“ erteilt.

Im Unterauftrag der GRS bzw. in Zusammenarbeit mit der GRS waren mehrere Institutionen und Sachverständige an der Durchführung der Studie beteiligt, u. a. das Kernforschungszentrum Karlsruhe, das Ingenieurbüro König & Heunisch, Frankfurt/M., sowie Prof. Dr. Ahorner von der Erdbebenwarte der Universität Köln. Im Zusammenhang mit der Analyse kernzerstörender Unfälle haben 18 Fachleute aus in- und ausländischen Institutionen anhand eines Fragebogens Expertenschätzungen zu einigen Phänomenen des Unfallablaufs abgegeben.

2. Vorgehensweise der Risikoanalyse

Aufgabe einer Risikoanalyse – wie sie hier durchzuführen war – ist es, die möglichen Konsequenzen von Aktivitätsfreisetzungen jenseits der Freisetzung bei beherrschten Störfällen zu ermitteln und ihnen zu erwartende Eintrittshäufigkeiten zuzuordnen. Bild 1 zeigt die Schritte der anlagentechnischen Untersuchungen der Risikoanalyse.

Die Erfassung auslösender Ereignisse kann sich auf das Genehmigungsverfahren stützen. Auch dort ist zu untersuchen, welche Ereignisse unter bestimmten Umständen, insbesondere beim Versagen von Sicherheitseinrichtungen, zu Aktivitätsfreisetzungen

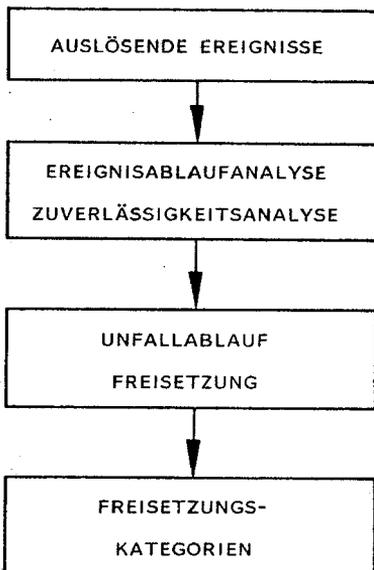


Bild 1:
Schritte der anlagentechnischen Untersuchungen der Risikoanalyse

in die Umgebung führen könnten. Für die Risikoanalyse sind zusätzlich die zu erwartenden Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse abzuschätzen bzw. quantitativ zu ermitteln.

Ausgehend von einem auslösenden Ereignis ergeben sich, je nach Erfolg oder Versagen der angeforderten Sicherheitssysteme, unterschiedliche Ereignisabläufe. Für die Risikostudie sind die zu erwartenden Häufigkeiten der so dargestellten Ereignisabläufe zu ermitteln. Neben den zu erwartenden Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse sind hierzu die Versagenswahrscheinlichkeiten der zur Störfallbeherrschung benötigten Systeme zu bestimmen. Da diese Wahrscheinlichkeiten bei sehr zuverlässigen Systemen meist nicht aufgrund direkter Beobachtung bekannt sind, werden sie in der Regel mit Hilfe von Fehlerbaumanalysen ermittelt.

In diesem Zusammenhang ist es von Bedeutung, daß sich der SNR-300 im Errichtungsstadium befindet. Einige Details, die die Systemzuverlässigkeit beeinflussen, konnten nur aufgrund von erwarteten Festlegungen beurteilt werden. Darüber hinaus gingen in die Abschätzungen der zu erwartenden Häufigkeiten an vielen Stellen Expertenurteile ein, die in der Studie ausgewiesen werden.

In der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ (DWR-Studie), in der das Risiko des Druckwasserreaktors vom Typ Biblis-B abgeschätzt wurde, dienten die ersten beiden Schritte der Analyse vor allem dazu, die zu erwartende Häufigkeit eines Kernschmelzens zu ermitteln. Beim SNR-300 war eine differenziertere Betrachtung erforderlich, da hier der Kern langsam – ohne mechanische Energiefreisetzung – schmelzen oder durch eine rasch ablaufende Leistungsexkursion zerstört werden kann. Dabei kommt es unter Umständen zur Freisetzung mechanischer Energie. Die Gesamtheit dieser möglichen Abläufe wird unter dem Begriff „Kernzerstörung“ zusammengefaßt.

In den ersten beiden Schritten der SNR-Studie wurden die zu erwartenden Häufigkeiten und Arten der Kernzerstörung und die damit verbundenen wesentlichen Anlagenzustände bestimmt. Im letzten Schritt war zu untersuchen, in welcher Weise und mit welcher bedingten Wahrscheinlichkeit die „äußeren“ Aktivitätsbarrieren (Reaktortank, Containment) bei einer Kernzerstörung so versagen können, daß erhebliche Mengen radioaktiver Stoffe in die Umgebung freigesetzt werden.

Der SNR-300 ist mit aktiven Systemen und passiven Strukturen ausgerüstet, die auch bei einer Kernzerstörung gefährliche Aktivitätsfreisetzungen in die Umgebung verhindern. Nur wenn diese Einrichtungen teilweise oder völlig versagen, können höhere, für eine Risikountersuchung bedeutsame Aktivitätsfreisetzungen auftreten. Für diese Fälle wurden in der Analyse die möglichen Störfall- bzw. Unfallabläufe untersucht.

Wie in der DWR-Studie wurden auch für den SNR-300 ähnliche Unfallabläufe in Freisetzungskategorien zusammengefaßt. Wesentliches Kriterium für die Zuordnung in die einzelnen Kategorien ist hier neben der Art des Containmentversagens auch die Art des Tankversagens.

Für die Freisetzungskategorien wurden wie in der DWR-Studie zu erwartende Eintrittshäufigkeiten ermittelt. Unter Berücksichtigung der zu erwartenden Häufigkeit und Art der einzelnen Freisetzungskategorien, einer Vielzahl standortrelevanter Wetterabläufe, der Bevölkerungsverteilung in der Umgebung des Kraftwerkstandorts und von Gegenmaßnahmen wurden die Strahlenexposition und deren Folgen sowie die zu erwartenden

Häufigkeiten für Strahlenschäden ermittelt. Da an vielen Stellen der Studie subjektive Schätzungen eingehen, sind alle angegebenen zu erwartenden Häufigkeiten und Wahrscheinlichkeiten als subjektiv aufzufassen.

3. Anlagentechnische Analyse

3.1 Störfallanalyse (anlageninterne Ursachen)

Die Radionuklide, die beim SNR-300 – wie auch bei anderen Kernkraftwerken – das wesentliche Gefährdungspotential darstellen, werden durch mehrere einander umschließende Strukturen („Aktivitätsbarrieren“) von der Außenwelt getrennt. Die wesentlichen Aktivitätsbarrieren sind:

- das Kristallgitter des Brennstoffs,
- die Brennstabhüllen,
- die Kühlmittelumschließung des Primärsystems und
- der Sicherheitseinschluß (Containment), der das ganze Primärsystem umschließt.

Der SNR-300 ist, wie jedes Kernkraftwerk, mit sicherheitstechnischen Einrichtungen ausgerüstet, die mit hoher Zuverlässigkeit verhindern, daß Aktivitätsbarrieren aufgrund von Störfällen beschädigt werden. In einer Risikoanalyse ist zu untersuchen, mit welcher bedingten Wahrscheinlichkeit die Sicherheitseinrichtungen bei Störfällen versagen und in welcher Weise und mit welcher zu erwartenden Häufigkeit es dann zu einer Aktivitätsfreisetzung kommen kann. Neben dem Aktivitätsinventar im Reaktorkern müssen dabei auch Inventare an anderer Stelle der Anlage berücksichtigt werden. Von Bedeutung sind dabei vor allem die verbrauchten Brennelemente, die innerhalb der Anlage gelagert werden.

Der weit überwiegende Teil des gesamten Aktivitätsinventars im SNR-300 befindet sich jedoch im Reaktorkern. Die Untersuchungen konzentrierten sich deshalb auf Störfälle, die den Reaktorkern betreffen. Ergänzend wurden aber auch mögliche Freisetzungen aus den Brennelement-Abklinglagern untersucht.

Mehr als 95% des Aktivitätsinventars im Reaktorkern sind im Kristallgitter des Brennstoffs bzw. des Brutstoffs gebunden. Der überwiegende Teil der Radionuklide kann nur freigesetzt werden, wenn der Brennstoff überhitzt wird und insbesondere dann, wenn sich das Kristallgitter auflöst, d. h. wenn der Brennstoff schmilzt.

Bild 2 zeigt in Form eines „Fehlerbaumes“, durch welche Ereignisse es zu einer Kernzerstörung kommen kann. Diese „Einleitungsereignisse zur Kernzerstörung“ stellen bereits einen stark gestörten Zustand des Reaktors dar.

Der Kern kann entweder durch eine Leistungsexkursion oder durch langsames Schmelzen zerstört werden. Eine Kernzerstörung durch eine Leistungsexkursion setzt voraus, daß dem Reaktorkern durch eine Störung erhebliche Reaktivität relativ rasch zugeführt wird und eine Schnellabschaltung unterbleibt. Die Leistung steigt dann innerhalb sehr kurzer Zeit so weit an, bis durch inhärente Mechanismen – vor allem temperaturabhängige Reaktivitätsrückwirkung des Brennstoffs, Auseinandertreiben des Kerns – die Kettenreaktion beendet wird.

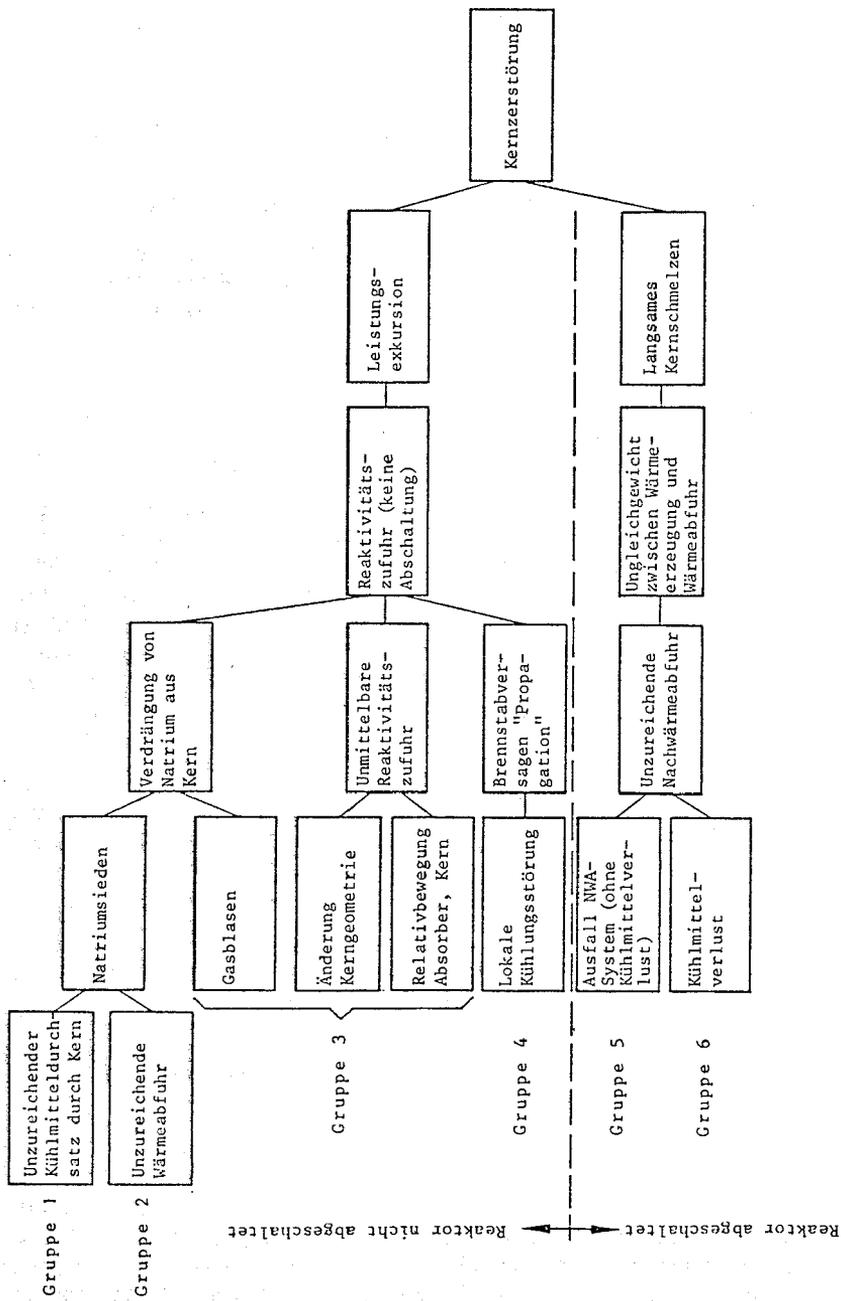


Bild 2: Einleitungsereignisse für Kernzerstörung (Gruppe 1 bis 6)

Eine Reaktivitätszufuhr kann im wesentlichen durch drei verschiedene Ursachen ausgelöst werden:

● **Verdrängung von Natrium aus dem Kern**

Da beim SNR-300 der Natriumvoid-Reaktivitätskoeffizient positiv ist, bewirkt die Verdrängung von flüssigem Natrium eine Reaktivitätszufuhr.

● **Unmittelbare Reaktivitätszufuhr**

Diese kann durch Änderung der Kerngeometrie oder durch Relativbewegung zwischen Kern und Absorbieren ausgelöst werden.

● **Brennstabversagens-Propagation**

Wenn sich das Versagen eines oder mehrerer Brennstäbe auf weitere Brennstäbe ausdehnt („propagiert“), könnte es, z. B. durch Umverlagerung von Brennstoff oder durch Spaltgasfreisetzung, zu einer Reaktivitätszunahme im Kern kommen. Als auslösende Ursache für einen solchen „Propagationsstörfall“ kommen lokale Kühlungsstörungen infolge spontanen Versagens von Brennstabhüllen oder Behinderung der Kühlmittelströmung durch Verunreinigung oder Fremdkörper in Betracht.

Mögliche Ursachen einer Natriumverdrängung aus dem Kern sind Gasblasen, die in den Reaktorkern gelangen könnten, und Natriumsieden. Das Eindringen von Gasblasen wird vor allem durch passiv wirkende Vorrichtungen verhindert.

Natriumsieden kann ausgelöst werden, wenn der Kühlmitteldurchsatz durch den Kern oder die Wärmeabfuhr an die Wärmesenke unzureichend ist und der Reaktor nicht ausreichend schnell abgeschaltet wird. Zur Verhinderung dieses Vorgangs sind aktive Maßnahmen erforderlich. Natriumsieden im Kern infolge einer Absenkung des Primärkreisdrucks unter den Siededruck ist wegen des großen Siedeabstandes des Kühlmittels bei den konstruktiven Verhältnissen des SNR-300 ausgeschlossen.

In Bild 2 wird auch dargestellt, durch welche Ursachen es zu einem langsamen Kernschmelzen bei abgeschaltetem Reaktor kommen könnte. Einem solchen Schmelzen muß immer ein längerdauerndes Ungleichgewicht zwischen der im Kern erzeugten Nachwärme und der Wärmeabfuhr aus dem Primärsystem vorausgehen. Ursachen können sein:

- Ausfall der aktiven und passiven Nachwärmeabfuhr ohne Kühlmittelverlust,
- Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei Kühlmittelverlust.

In der SNR-Studie wurden die möglichen Einleitungsereignisse für Kernzerstörung – entsprechend Bild 2 – in folgende sechs Gruppen eingeteilt:

- Gruppe 1: Unzureichender Kühlmitteldurchsatz durch den Kern ohne Abschaltung des Reaktors (UKDS)
- Gruppe 2: Unzureichende Wärmeabfuhr ohne Abschaltung des Reaktors (UWVA)
- Gruppe 3: Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr (URZ)
- Gruppe 4: Propagation einer lokalen Kühlungsstörung („Propagationsstörfall“) (PPS)
- Gruppe 5: Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme bei abgeschaltetem Reaktor (ANWA)
- Gruppe 6: Kühlmittelverlust und Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei abgeschaltetem Reaktor bzw. Unterschreiten des Notspiegels und Versagen des Tauchkühlsystems (UNVT)

Die Gruppen 1 bis 4 können zu einer Leistungsexkursion führen, die Gruppen 5 und 6 zu einem langsamen Kernschmelzen.

Durch diese sechs Gruppen werden alle denkbaren Ereignisse berücksichtigt, die eine Kernzerstörung einleiten können. Jedes dieser Einleitungsereignisse für Kernzerstörung kann seinerseits durch unterschiedliche störfallauslösende Ereignisse verursacht werden. In der Studie wurde untersucht, unter welchen Umständen und mit welcher zu erwartenden Häufigkeit störfallauslösende Ereignisse über eines der genannten Einleitungsereignisse zur Kernzerstörung führen können.

Auch anlagenexterne störfallauslösende Ereignisse können nur dann eine Kernzerstörung zur Folge haben, wenn sie in eines der sechs Einleitungsereignisse münden. Die zu erwartende Häufigkeit einer Kernzerstörung durch „Einwirkungen von außen“ wurde getrennt untersucht.

Im Genehmigungsverfahren für den SNR-300 wurden störfallauslösende Ereignisse systematisch analysiert. Auf der Grundlage dieser Untersuchungen wurden in der SNR-Studie fünf Klassen von störfallauslösenden Ereignissen gebildet, die alle denkbaren Störfallursachen abdecken (Bild 3).

In der Klasse „Betriebsstörung“ sind alle störfallauslösenden Ereignisse zusammengefaßt, sofern sie nicht in den anderen Klassen separat behandelt wurden. Bei der Ermittlung der Zuverlässigkeit der angeforderten Sicherheitssysteme mußte allerdings zwischen unterschiedlichen Störungen differenziert werden. Beispielsweise ist die Verfügbarkeit der Nachwärmeabfuhrsysteme verringert, wenn bereits das störfallauslösende Ereignis zum Ausfall eines Hauptkühlkreislaufs führt.

Der „Notstromfall“ (Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung) wird als eigene Klasse behandelt, da bei einem Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung mehrere Sicherheitseinrichtungen gleichzeitig betroffen sind.

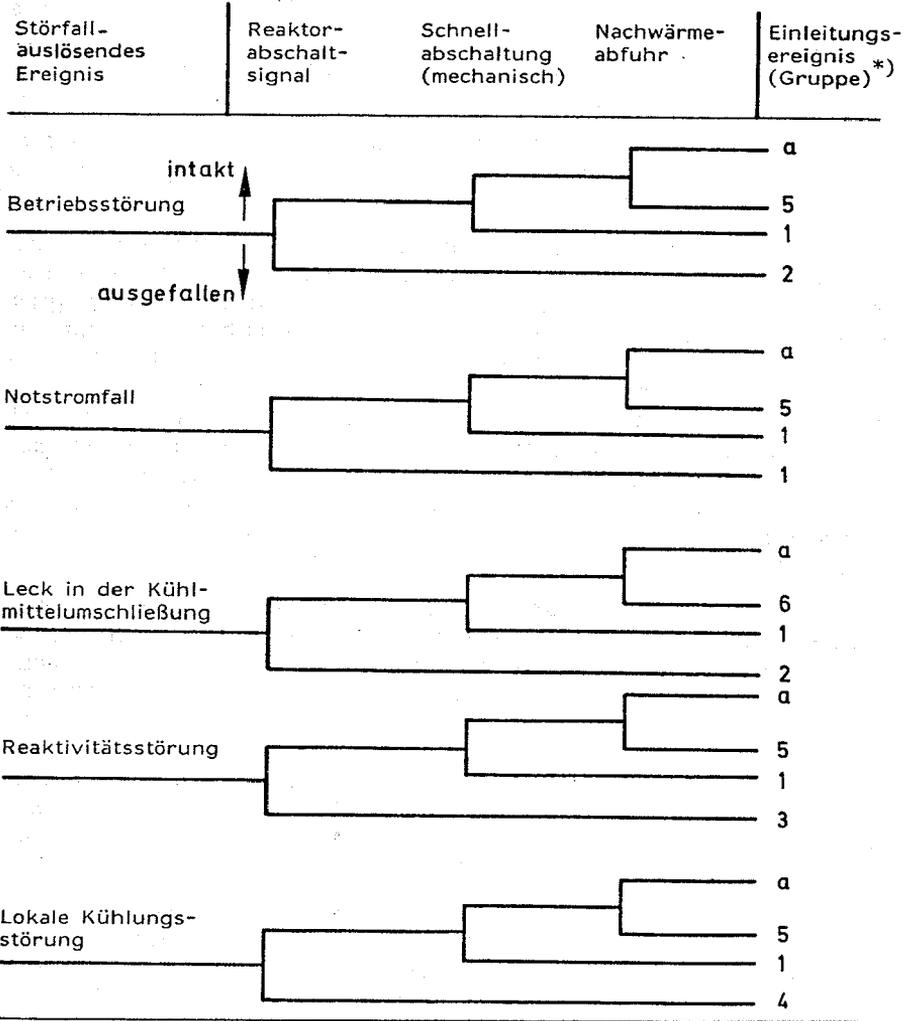
Ein „Leck in der Kühlmittelumschließung“ stellt unter Umständen andere Anforderungen an die Sicherheitssysteme als Betriebsstörungen oder Störfälle bei intaktem Primärsystem. Es wird deshalb ebenfalls separat betrachtet.

In der Klasse „Reaktivitätsstörung“ sind auslösende Ereignisse zusammengefaßt, die zu einer direkten Erhöhung der Reaktorleistung führen, während Kernkühlung und Wärmeabfuhr zunächst ungestört sind.

Eine „lokale Kühlungsstörung“ unterscheidet sich von den anderen Klassen, da das auslösende Ereignis nicht den ganzen Reaktorkern betrifft, sondern lokal auf einen einzelnen Brennstab oder ein einzelnes Brennelement beschränkt ist.

Der SNR-300 ist mit Sicherheitseinrichtungen ausgerüstet, mit denen sich die Anlage auch bei Betriebsstörungen und Störfällen in einem sicheren Zustand halten läßt, so daß Schäden an Aktivitätsbarrieren vermieden werden. Diese Einrichtungen sind in Kapitel 2 der SNR-Studie beschrieben.

Die wesentlichen Systeme, die eine Zerstörung des Kerns verhindern, sind die Reaktorschnellabschalt- und die Nachwärmeabfuhrsysteme. Wenn diese Systeme ausfallen bzw. nicht in der Lage sind, den Störfall zu beherrschen, kann es zur Kernzerstörung kommen. In Bild 3 ist mit Hilfe von Ereignisablaufdiagrammen dargestellt, welche Einleitungsereignisse für Kernzerstörungen sich bei einem Versagen dieser Sicherheitseinrichtungen ergeben können.



*)

- a: keine Kernzerstörung
- 1: Unkontrollierter Kerndurchsatzstörfall (UKDS)
- 2: Unzureichende Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung (UWVA)
- 3: Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr (URZ)
- 4: Propagationsstörfall (PPS)
- 5: Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme (ANWA)
- 6: Unterschreiten Nötspiegel und Versagen des Tauchkühlsystems (UNVT)

Bild 3:
Ereignisablaufdiagramme für anlageninterne störfallauslösende Ereignisse

Bei der Reaktorschnellabschaltung wird unterschieden zwischen dem Ausbleiben des Abschaltsignals, das durch das Reaktorschutzsystem oder auch von Hand ausgelöst wird, und dem Versagen des mechanischen Teils des Reaktorschnellabschaltensystems.

Diese beiden Versagensarten haben unterschiedliche Ereignisabläufe zur Folge. Ein Ausfall des Signals wirkt sich auch auf andere Systeme aus. Unter anderem versagt dann die automatische Abschaltung der Primärpumpen, die auslegungsgemäß bei jeder Reaktorschnellabschaltung ausgelöst wird.

Fällt bei einer Störung das Reaktorabschaltensignal aus, so wird weder eine Reaktorschnellabschaltung noch eine Pumpenabschaltung ausgelöst. Die Anlage verbleibt daher im Leistungsbetrieb. Wenn durch die Störung die Wäremabfuhr beeinträchtigt ist, heizt sich das Primärsystem allmählich auf. Wird die Leistung nicht durch Abschaltung der Anlage – von Hand oder auch durch selbsttätige physikalische Effekte im Reaktorkern – reduziert, können nach einiger Zeit (Größenordnung: 30 Minuten) so hohe Temperaturen im Primärsystem erreicht werden, daß die Primärpumpen versagen. Damit bricht der Kühlmitteldurchsatz durch den Kern zusammen; das Natrium im Reaktorkern beginnt zu sieden. Die durch das Natriumsieden ausgelöste Leistungsexkursion führt zur Kernzerstörung. Das so beschriebene Einleitungsereignis wird als „Unzureichende Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung“ (UWVA) bezeichnet. Es entspricht der Gruppe 2 in Bild 2.

Ein „Unkontrollierter Kerndurchsatzstörfall“ (UKDS, Gruppe 1) kann durch folgende Situation ausgelöst werden: Das Reaktorschutzsystem gibt ein Signal zur Reaktorschnellabschaltung und damit auch zur Abschaltung der Primärpumpen. Die Primärpumpen schalten wie vorgesehen ab, aber beide Reaktorschnellabschaltensysteme versagen mechanisch, d. h., trotz des Abschaltensignals fallen keine oder zu wenig Absorberstäbe des Erstabschaltensystems in den Kern ein und keiner der Absorber des Zweitabschaltensystems wird in den Kern gezogen. Dies führt innerhalb weniger Sekunden durch Natriumsieden zur Leistungsexkursion und damit zur Kernzerstörung. Zu diesem Einleitungsereignis kann es aus allen Klassen störfallauslösender Ereignisse kommen.

Wird der Reaktor automatisch oder von Hand abgeschaltet, so ist anschließend die weiterhin entstehende Nachwärme abzuführen. Fällt die Nachwärmeabfuhr aus, so heizt sich der abgeschaltete Reaktorkern allmählich auf und es kommt zu einem langsamen Kernschmelzen. Ein solches Einleitungsereignis zur Kernzerstörung wird als „Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme bei abgeschaltetem Reaktor“ (ANWA, Gruppe 5) bezeichnet.

Die weiteren Einleitungsereignisse für Kernzerstörung, die Gruppen 3 („Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr“), 4 („Propagationsstörfall“) und 6 („Unterschreiten des Notspiegels und Versagen des Tauchkühlensystems“), können jeweils nur bei bestimmten störfallauslösenden Ereignissen eintreten. Da sie für die weitere Analyse von untergeordneter Bedeutung sind, wird hier auf eine weitere Erläuterung der Diagramme verzichtet.

Mit Hilfe von Zuverlässigkeitsanalysen wurden die zu erwartenden Häufigkeiten der Einleitungsereignisse ermittelt. Diese Analysen sind in Kapitel 5 der SNR-Studie ausführlich geschildert. Die wichtigsten Ergebnisse sind in Tabelle 1 zusammengestellt. Bei den zu erwartenden Häufigkeiten ist kein Beitrag durch Einwirkungen von außen enthalten.

Die Tabelle enthält für die Gruppen 1, 2 und 5 die zu erwartenden Häufigkeiten der störfallauslösenden Ereignisse und die bedingten Versagenswahrscheinlichkeiten der

Tab. 1:
Häufigkeit von Einleitungsereignissen

Einleitungsereignis der Gruppe	Störfallauslösendes Ereignis	Häufigkeit	Ausgefallene Systemfunktion	Bedingte Versagenswahrscheinlichkeit	Häufigkeit des Einleitungsereignisses
1	Betriebsstörung	12/a	Reaktorschnellabschaltung (mechanisch)	10^{-7}	$1,2 \cdot 10^{-6}/a$
2	Betriebsstörung	12/a	Schnellabschalt-signal Stabeinfahren	10^{-7} 10^{-1}	$1,2 \cdot 10^{-7}/a$
5	Notstromfall	0,07/a	Aktive NWA Passive NWA	10^{-4} 10^{-2}	$7 \cdot 10^{-8}/a$
	Störung in einem Hauptkühlkreislauf (DE-Störfall)	1/a	Aktive NWA Passive NWA	$1,5 \cdot 10^{-2} \cdot 5 \cdot 10^{-4}$ 10^{-2}	$8 \cdot 10^{-8}/a$
	Allgemeiner NWA-Fall	11/a	Aktive NWA Passive NWA	$1,7 \cdot 10^{-3} \cdot 5 \cdot 10^{-4}$ 10^{-2}	$10^{-7}/a$
Summe 5		12/a			$3 \cdot 10^{-7}/a$

Systeme, bei deren Ausfall es zur Kernzerstörung kommt. Daraus ergibt sich dann die zu erwartende Häufigkeit des jeweiligen Einleitungsereignisses für Kernzerstörung.

Bei den Gruppen 1 und 2 sind allgemeine Betriebsstörungen mit einer zu erwartenden Häufigkeit von 12 pro Jahr die dominanten störfallauslösenden Ereignisse. Für Gruppe 1 wurde die bedingte Wahrscheinlichkeit für ein mechanisches Versagen der Reaktorschnellabschaltung mit 10^{-7} abgeschätzt. Die zu erwartende Häufigkeit für Gruppe 1 beträgt somit $1,2 \cdot 10^{-6}/a$.

Bei der Gruppe 2 besteht die Möglichkeit, den Störfall durch Stabeinfahren unter Kontrolle zu bringen, auch wenn das Schnellabschalt-signal ausfällt. Die Wahrscheinlichkeit, daß auch diese Maßnahme mißlingt, wird mit 10^{-1} angesetzt. Als zu erwartende Häufigkeit für Gruppe 2 ergab sich ein Wert von $1,2 \cdot 10^{-7}/a$.

Bei der Gruppe 5 wurde unterschieden zwischen den drei störfallauslösenden Ereignissen Notstromfall, Dampferzeuger-Störfall und dem allgemeinen NWA¹⁾-Fall, der alle anderen Störungen umfaßt. In den ersten beiden Fällen haben die aktiven NWA-Systeme eine geringere Verfügbarkeit als beim allgemeinen NWA-Fall, da sie durch das störfallauslösende Ereignis beeinträchtigt werden.

Beim SNR-300 kann die Nachwärme auch dann noch abgeführt werden, wenn alle aktiven NWA-Systeme versagen. Die „passive NWA“ setzt nach den Annahmen der Studie voraus, daß spätestens einige Stunden nach dem Ausfall der aktiven Kühlsysteme Luft-

1) NWA = Nachwärmeabfuhr

klappen am Tauchkühlsystem von Hand geöffnet werden. Für das Mißlingen dieser Maßnahme wurde eine bedingte Wahrscheinlichkeit von 1 % geschätzt. Für Gruppe 5 ergibt sich zusammen mit einem geringen Beitrag von Gruppe 6 in der Summe eine zu erwartende Häufigkeit von $3 \cdot 10^{-7}/a$.

In Tabelle 2 sind die zu erwartenden Häufigkeiten der Einleitungsereignisse und die wichtigsten Anlagenzustände bei Einleitung der Kernzerstörung zusammengestellt. Für den „Unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall“ (UKDS) wurde eine zu erwartende Häufigkeit von $1,2 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr abgeschätzt. Natriumtemperatur und Natriumfüllstand befinden sich bei Einleitung einer Kernzerstörung praktisch im Betriebszustand. Da dieses Einleitungsereignis im Vergleich zu den anderen Gruppen die größte zu erwartende Häufigkeit hat, wurde es in der Analyse der Auswirkungen einer Kernzerstörung (Unfallanalyse) als Basisfall behandelt.

Tab. 2:
Einleitungsereignisse für eine Kernzerstörung

Einleitungsereignis		Reaktor nicht abgeschaltet				Reaktor abgeschaltet	
		UKDS	UWVA	URZ	PPS	ANWA	UNVT
Gruppe		1	2	3	4	5	6
Abschnitt in SNR-Studie		4.2.1	4.2.2	4.2.3	4.2.4	4.2.5	4.2.6
Häufigkeit/Jahr *)		$1,2 \cdot 10^{-6}$	$1,2 \cdot 10^{-7}$	$< 10^{-7}$	$\ll 10^{-6}$	$3 \cdot 10^{-7}$	
Abweichende Bedingungen gegenüber Nennzustand	Na-Temperatur	hoch				hoch	
	Na-Füllstand					Kernoberkante	

*) Häufigkeiten ohne Einwirkungen von außen

UKDS: Unkontrollierter Kerndurchsatzstörfall

UWVA: Unzureichende Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung

URZ: Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr

PPS: Propagationsstörfall

ANWA: Ausfall Nachwärmeabfuhrsysteme

UNVT: Unterschreiten Notspiegel und Versagen des Tauchkühlsystems

Bei einer „Unzureichenden Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung“ (UWVA) hat das Natrium eine hohe Temperatur ($> 650 \text{ }^\circ\text{C}$), wenn es zur Kernzerstörung kommt. Soweit dies den Unfallablauf wesentlich beeinflussen kann, wurde das Einleitungsereignis UWVA in der Unfallanalyse separat behandelt.

Bei den Einleitungsereignissen „Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr“ (URZ) und „Propagationsstörfall“ (PPS) weichen Natriumtemperatur und Füllstand bei Eintritt der Kernzerstörung nicht wesentlich vom Betriebszustand ab. Diese Einleitungsereignisse werden in der Unfallanalyse gemeinsam mit Gruppe 1 (UKDS) behandelt. Die zu erwartende

Häufigkeit der Gruppe 1 wird durch die Gruppen 3 (URZ) und 4 (PPS) praktisch nicht erhöht. Die möglichen Konsequenzen der Gruppen 3 und 4 werden durch die der Gruppe 1 abgedeckt. Die Abschätzung der zu erwartenden Häufigkeiten dieser Gruppen ist in Kapitel 4 der SNR-Studie erläutert.

Bei den Einleitungsereignissen, die bei abgeschaltetem Reaktor zur Kernzerstörung durch langsames Niederschmelzen führen, dominiert bezüglich der zu erwartenden Häufigkeit der „Ausfall der Nachwärmeabfuhr“ (ANWA). Die für die Unfallanalyse wesentlichen Prozeßgrößen bei Eintritt der Kernzerstörung, hohe Natriumtemperatur und niedriger Natriumfüllstand, unterscheiden sich beim „Unterschreiten des Notspiegels und Versagen des Tauchkühlsystems“ (UNVT) nicht wesentlich vom Einleitungsereignis ANWA. Der ANWA (Gruppe 5) wurde wegen seiner größeren zu erwartenden Häufigkeit in der Unfallanalyse als repräsentativer Fall für eine Kernzerstörung bei abgeschaltetem Reaktor behandelt. Für die zu erwartende Häufigkeit der Einleitungsereignisse der Gruppen 5 und 6 gemeinsam ergab sich der Wert von $3 \cdot 10^{-7}/a$.

3.2 Unfallanalyse

Bei der Unfallanalyse werden die Vorgänge in der Anlage nach einer Kernzerstörung untersucht. Der SNR-300 wird mit Einrichtungen versehen, die nach einer Zerstörung des Reaktorkerns die geschmolzenen Kernmaterialien weiterhin einschließen. Dieser „Sicherheitseinschluß“ ist in Kapitel 2 der SNR-Studie beschrieben. Radionuklide, die bei einer Kernzerstörung aus dem Brennstoff in das Primärsystem freigesetzt werden, lassen sich somit nahezu vollständig in der Anlage zurückhalten.

In der Risikoanalyse wurde untersucht, unter welchen Umständen und mit welcher bedingten Wahrscheinlichkeit der Sicherheitseinschluß nach einer Kernzerstörung so versagen kann, daß es zu einer größeren Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung kommt. Daran anschließend wurde das Ausmaß der Aktivitätsfreisetzung nach Kernzerstörung und nach Versagen des Sicherheitseinschlusses ermittelt. Der Basisfall „Unkontrollierter Kerndurchsatzstörfall“ (UKDS) wird im Genehmigungsverfahren eingehend behandelt.

Die Unfallanalyse baut auf den Ergebnissen der Störfallanalyse auf, in der die zu erwartende Häufigkeit einer Kernzerstörung und die Anlagenzustände bei Eintritt einer Kernzerstörung ermittelt wurden. Die wesentlichen Bestandteile des Sicherheitseinschlusses sind die Umschließung des Primärsystems, insbesondere der Reaktortank (Bild 4) und das Containmentsystem. In der Unfallanalyse wurde zunächst untersucht, durch welche Einwirkungen der Reaktortank bei einer Kernzerstörung versagen kann. Dabei ist zu berücksichtigen, daß eine Kernzerstörung beim SNR-300 mit der Freisetzung erheblicher Mengen mechanischer Energie verbunden sein kann, das Primärsystem aber so ausgelegt ist, daß es im Falle eines UKDS einer mechanischen Energiefreisetzung bis zu 370 MJ standhält. Durch die Art der Konstruktion des Reaktortanks, seiner Einbauten und der zugehörigen Kühlsysteme (Tauchkühlsystem) kann der geschmolzene Kern so gekühlt werden, daß ein Durchschmelzen des Tanks verhindert wird.

In der Risikoanalyse war zu untersuchen, mit welcher bedingten Wahrscheinlichkeit bei einem UKDS der Auslegungswert der mechanischen Energiefreisetzung überschritten

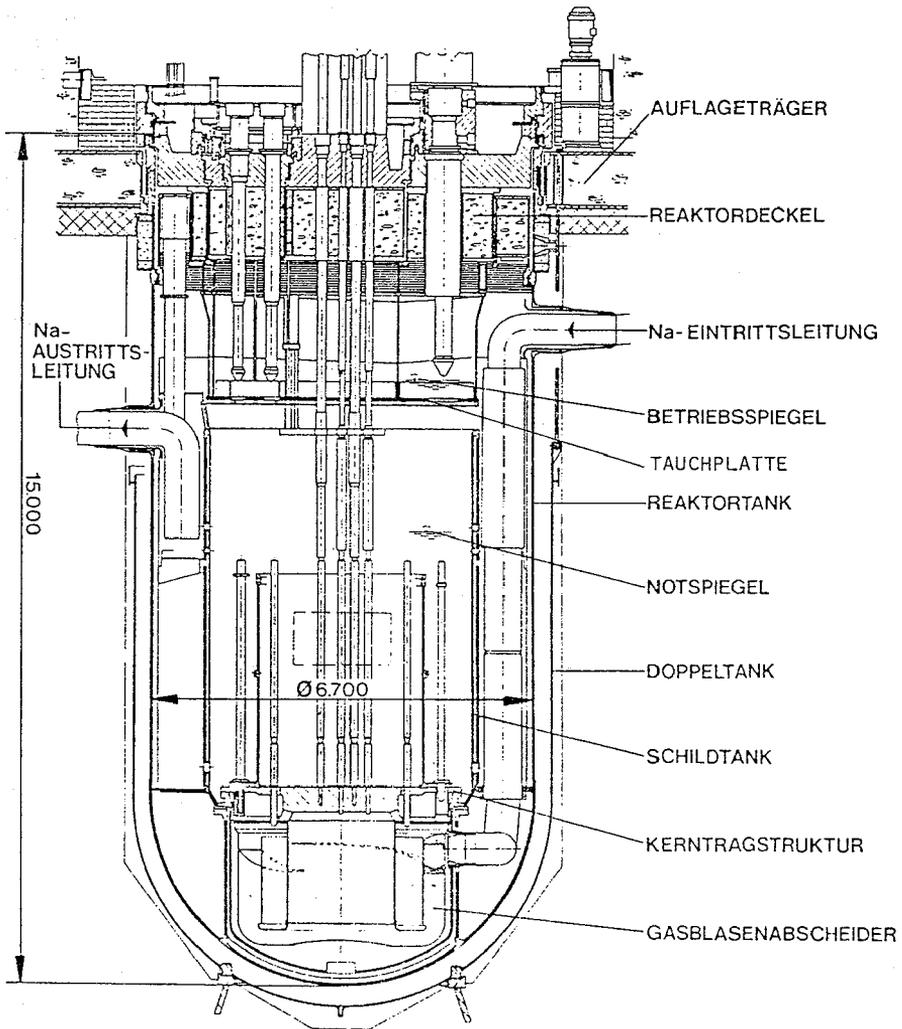


Bild 4:
Reaktortank mit Einbauten

werden kann und mit welcher bedingten Wahrscheinlichkeit der Tank auch bei geringerer mechanischer Energiefreisetzung durch mechanische und thermische Überlastung versagt.

Die bedingte Wahrscheinlichkeit, mit der bei einem UKDS eine bestimmte mechanische Energiefreisetzung überschritten wird, kann zumindest beim heutigen Wissensstand nicht mit Hilfe einer geschlossenen analytischen Untersuchung durch Störfallsimulation

ermittelt werden. Unsicherheiten bestehen dabei nicht hinsichtlich der Naturgesetze, welche die Vorgänge bei der mechanischen Energiefreisetzung beschreiben, sondern bezüglich der Anfangs- und Randbedingungen, Parameter und Korrelationen, die bei den betrachteten Abläufen eine Rolle spielen. Derartige Unsicherheiten sind schon aus physikalischen Gründen begrenzt, und sie sind durch umfangreiche theoretische und experimentelle Arbeiten weiter eingeschränkt. Zur Bewertung der fraglichen Größen wurden Expertenschätzungen herangezogen, deren Unsicherheiten durch Angabe von subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen quantifiziert wurden.

Um diesen Schätzungen eine möglichst breite Grundlage zu geben, wurde eine internationale Expertenbefragung durchgeführt. Unter Berücksichtigung dieser Expertenbefragung wurden subjektive bedingte Wahrscheinlichkeiten dafür ermittelt, daß bei einem „Unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall“ (UKDS) eine mechanische Energiefreisetzung von mehr als 50 MJ, 150 MJ bzw. 400 MJ eintritt (Tabelle 3).

Tab. 3:

Subjektive Überschreitenswahrscheinlichkeit für mechanische Energiefreisetzung (auf Grundlage der Expertenbefragung)

Mechanische Energiefreisetzung [MJ]	Subjektive Überschreitenswahrscheinlichkeit unter der Bedingung eines UKDS [in %]
> 50	5,2
> 150	1,2
> 400	0,3

Daraus läßt sich eine subjektive Wahrscheinlichkeit von etwa 95 % dafür entnehmen, daß bei einem UKDS weniger als 50 MJ mechanische Energie freigesetzt werden. Die Analyse hat außerdem ergeben, daß mit mehr als 50 % subjektiver Wahrscheinlichkeit bei einem UKDS keine mechanische Energie freigesetzt wird. Der Auslegungswert von 370 MJ wird bei einem UKDS mit einer subjektiven Wahrscheinlichkeit von etwa 0,3 % überschritten. Die Ermittlung der subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilung, aus der obige Werte entnommen sind (Referenzverteilung), sowie das Vorgehen zur Ermittlung subjektiver Vertrauensgrenzen sind im Anhang 7-I der SNR-Studie detailliert beschrieben.

Neben dem UKDS wurde auch untersucht, ob sich bei einer Kernzerstörung durch „Unzureichende Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung“ (UWVA) oder durch „Versagen der Nachwärmeabfuhrsysteme bei abgeschaltetem Reaktor“ (ANWA) andere Auswirkungen auf den Sicherheitseinschluß und auf das Radionuklidverhalten

ergeben können. Für beide Einleitungsereignisse zeigte sich, daß hinsichtlich der Freisetzung mechanischer Energie keine wesentlichen Unterschiede zum UKDS bestehen. Im Hinblick auf das Tankversagen ergeben sich jedoch andere Auswirkungen.

Das Drehdeckelsystem, das den oberen Abschluß des Tanks bildet, kann durch den Aufschlag von Natrium beschädigt werden, das bei einer Leistungsexkursion nach oben geschleudert wird. Beim UWVA ist die Wahrscheinlichkeit für eine solche Beschädigung höher als beim UKDS, da die Tauchplattenabstützung wegen der höheren Temperatur eine geringere Festigkeit aufweist. Bei einer mechanischen Energiefreisetzung über 400 MJ wurde angenommen, daß es nach Versagen der Tauchplattenabstützung zum Versagen des Drehdeckelsystems und, als direkte Folge, zum Versagen der Zellenabdeckung zwischen innerem und äußerem Containment kommt. Beim Einleitungsereignis ANWA ist Natriumaufschlag nicht zu erwarten, da bei Eintritt der Kernzerstörung der Natriumspiegel bereits weit abgesunken ist.

Unter ungünstigen Voraussetzungen könnte auch bei einer Energiefreisetzung unterhalb des Auslegungswertes der Reaktortank abreißen („mechanisch“ versagen) und beim Abstürzen die Abstützung des Doppeltanks und in der Folge die darunter liegenden Systeme (Bodenkühleinrichtung, Natriumauffangwanne, vgl. Bild 5) zerstören. Damit würde die Wärmeabfuhr aus dem Containment erheblich beeinträchtigt. Ein mechanisches Tankversagen in der beschriebenen Art ist vor allem dann anzunehmen, wenn bei Eintritt der mechanischen Energiefreisetzung der Reaktortank bereits wesentlich über seine Betriebstemperatur aufgeheizt ist. Dies ist bei den Einleitungsereignissen UWVA und ANWA der Fall.

Der Reaktortank wird durchschmolzen, wenn die Nachwärme aus den geschmolzenen Kernmaterialien, die sich auf den tankinternen Strukturen ablagern, nicht ausreichend abgeführt werden kann.

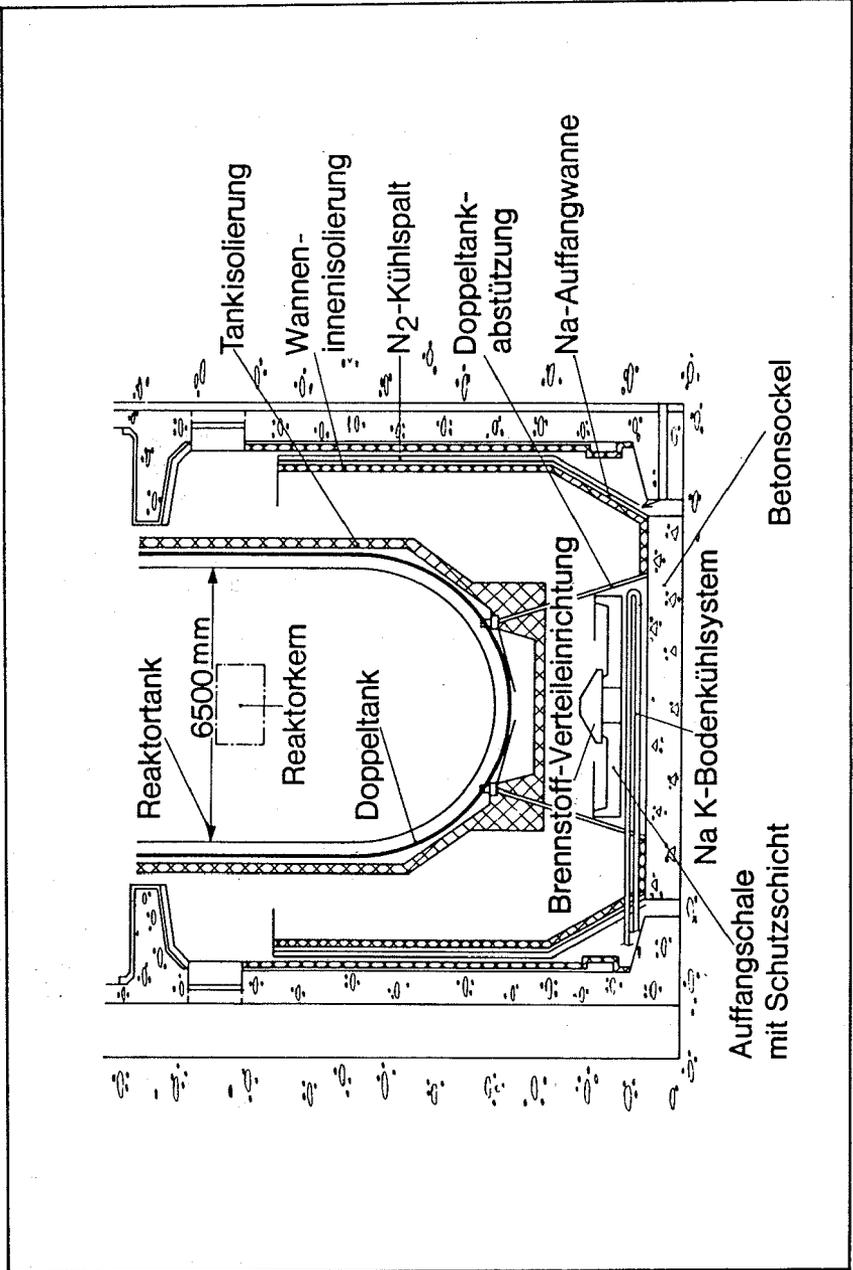
In Tabelle 4 ist zusammengestellt, mit welcher bedingten Wahrscheinlichkeit es bei den Einleitungsereignissen UKDS, UWVA und ANWA zu einer der drei genannten Tankversagensarten kommen kann. Außerdem ist die zu erwartende Häufigkeit der Einleitungsereignisse angegeben. Die Werte wurden mit Hilfe detaillierter Ereignisablaufdiagramme ermittelt.

Aus der Tabelle läßt sich entnehmen, daß bei einem UKDS der geschmolzene Kern mit einer bedingten Wahrscheinlichkeit von über 90 % im Tank zurückgehalten wird. Bei den anderen Einleitungsereignissen kommt es dagegen immer zum Tankversagen, beim UWVA fast immer zum Durchschmelzen, beim ANWA mit einer bedingten Wahrscheinlichkeit von je 50 % zum mechanischen Versagen oder zum Durchschmelzen.

Insgesamt beträgt die bedingte Wahrscheinlichkeit, daß der Tank nach einer Kernzerstörung standhält, knapp 70 %. Mit einer bedingten Wahrscheinlichkeit von etwa 10 % versagt der Tank mechanisch. Das mechanische Tankversagen beruht in der Mehrzahl der Fälle nicht auf einer besonders hohen mechanischen Energiefreisetzung, sondern auf der Schwächung des Reaktortanks durch hohe Temperaturen, was auch schon bei geringeren Energiefreisetzungen zum Versagen führen kann.

Für die Unfallabläufe, bei denen der Reaktortank versagt, wurden die weiteren Vorgänge im Containment untersucht. Wenn der Tank nicht versagt, sind die Konsequenzen einer Kernzerstörung für eine Risikoabschätzung von untergeordneter Bedeutung. Diese Fälle wurden daher nicht weiter analysiert.

Bild. 5:
Bodenkühleinrichtung



Tab. 4:

Bedingte Wahrscheinlichkeit für Tankversagen bei den Einleitungsereignissen UKDS, UWVA und ANWA

Einleitungsereignis	Zu erwartende Häufigkeit	Bedingte Wahrscheinlichkeit für Tankversagen			Tank bleibt intakt
		Drehdeckelversagen	Mechanisches Tankversagen	Thermisches Versagen (Durchschmelzen)	
UKDS	$1,2 \cdot 10^{-6}/a$	$3 \cdot 10^{-3}$	$3 \cdot 10^{-4}$	$7 \cdot 10^{-2}$	$9,3 \cdot 10^{-1}$
UWVA	$1,2 \cdot 10^{-7}/a$	$5 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-2}$	0,99	0
ANWA	$3,0 \cdot 10^{-7}/a$	-	0,5	0,5	0
Insgesamt	$1,6 \cdot 10^{-6}/a$	$2,6 \cdot 10^{-3}$	$9,5 \cdot 10^{-2}$	$2,2 \cdot 10^{-1}$	$6,8 \cdot 10^{-1}$

Der SNR-300 erhält ein Doppelcontainment (Bild 6). Dieses besteht aus einem inneren Containment, in dem sich das gesamte Primärsystem befindet, und einem äußeren Containment, welches das innere Containment umschließt. Das äußere Containment ist wiederum von einer Stahlblechhülle umgeben. Der dazwischenliegende Raum („Reventingspalt“) wird bei einem Störfall durch Abpumpen von Luft ins äußere Containment auf Unterdruck gehalten („Reventingbetrieb“). Leckagen aus dem Reventingspalt nach außen werden damit verhindert. Erst wenn durch die eingepumpte Luft der Druck im äußeren Containment zu weit ansteigt, wird Luft aus dem äußeren Containment über Filter und Kamin nach außen abgegeben („Exventingbetrieb“).

Große Bereiche des äußeren Containments werden während des Betriebs be- und entlüftet. Bei einem Störfall werden die Lüftungssysteme abgeschaltet und die Armaturen in den Zu- und Abluftkanälen geschlossen, so daß die Containmentatmosphäre von der Umgebung abgeschlossen ist („Containmentabschluß“).

Inneres und äußeres Containment werden mit Kühlsystemen zur Abfuhr der während des Betriebs und nach Störfällen in das Containment eingebrachten Wärme ausgerüstet. Für Unfälle mit Tankversagen ist insbesondere die Bodenkühleinrichtung von Bedeutung. Die geschmolzenen Kernmaterialien werden in dieser Einrichtung aufgefangen, wenn sie den Tank durchdrungen haben. Durch ein Kühlsystem kann die Nachwärme aus den geschmolzenen Kernmaterialien abgeführt werden. Die Wärmeabfuhr wird außerdem dadurch unterstützt, daß sich im inneren Containment, das mit Stickstoff inertisiert ist, ein Stickstoff-Naturumlauf einstellt, der die Wärme auf größere Raumbereiche verteilt. Der Stickstoff-Naturumlauf, der ohne aktive Maßnahmen in Gang kommt, könnte unterbrochen werden, wenn die Natriumauffangwanne unterhalb des Reaktortanks versagt und dadurch Natrium ausläuft.

Wenn durch extrem hohe mechanische Energiefreisetzen das Drehdeckelsystem des Reaktortanks und die Zellenabdeckung zwischen innerem und äußerem Containment versagen, hat die Funktion der meisten Systeme im Containment keinen nennenswerten Einfluß auf den Unfallablauf und die Radionuklidfreisetzung in die Umgebung. Bei einem solchen Unfallablauf werden große Mengen Natrium (ca. 80t) und nahezu der gesamte Reaktorkern in das äußere Containment ausgeworfen. Durch Natrium-

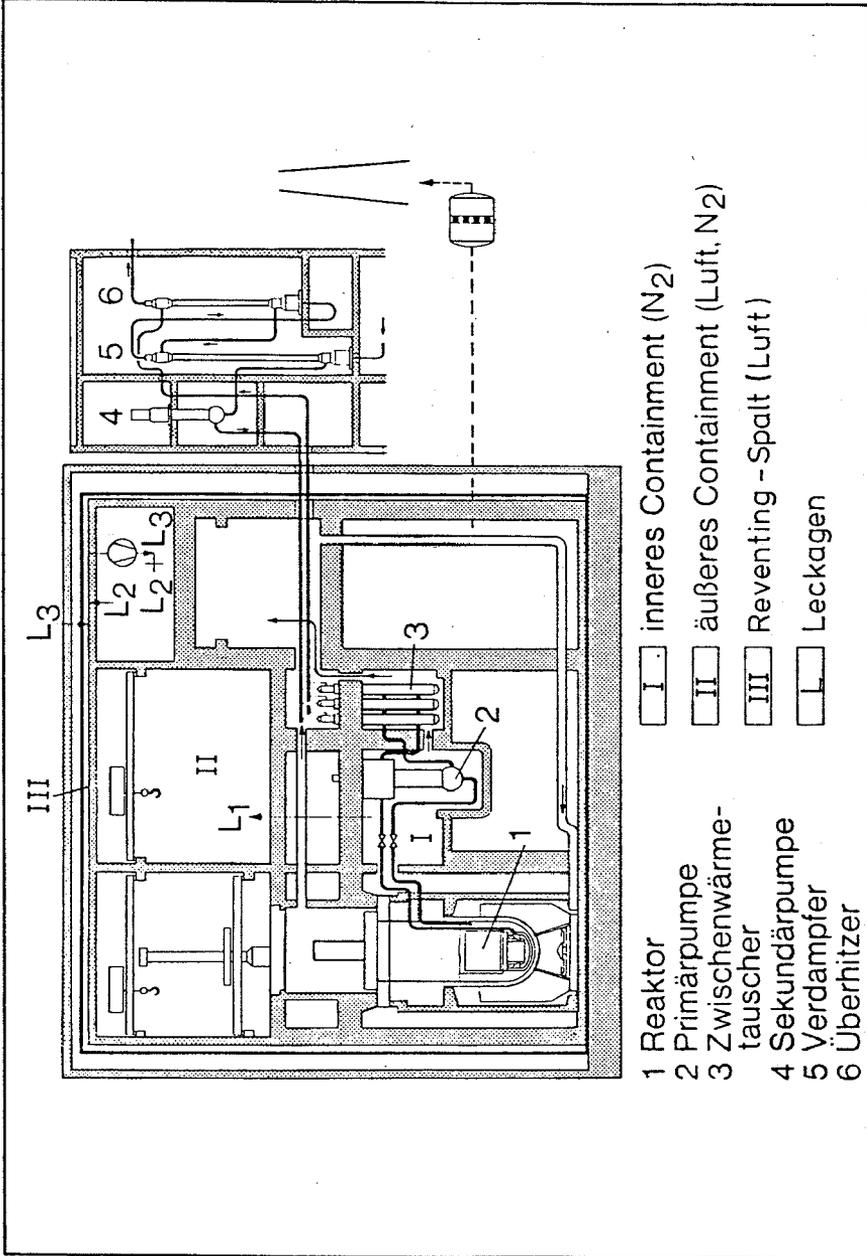


Bild 6:
 SNR-Containmentsystem

brand baut sich sehr rasch ein Druck auf, der nach einigen Minuten zum Überdruckversagen des äußeren Containments führt. Damit kommt es zu einer massiven Radionuklidfreisetzung in die Umgebung. Sollte der Containmentabschluß versagen, würden nicht erst einige (ca. 5) Minuten nach Störfallbeginn, sondern direkt nach der Kernzerstörung Radionuklide in die Umgebung freigesetzt.

Für andere Unfallabläufe, bei denen der Reaktortank innerhalb des inneren Containments mechanisch oder thermisch versagt, hängen Zeitpunkt, Ausmaß und nähere Umstände der Radionuklidfreisetzung von der Funktion der verschiedenen Containmentsysteme ab. Im inneren Containment spielen dabei die Bodenkühlung, der Naturumlauf und die Dampfdruckentlastung eine Rolle, beim äußeren Containment der Lüftungsabschluß, die Kühlsysteme, das Reventing- und Exventing-System. Die Verfügbarkeit dieser Systeme hängt wieder von den vorhergehenden Ereignissen, vor allem auch von der Art des Tankversagens ab. Eine detaillierte Analyse würde hier die Untersuchung einer sehr großen Zahl unterschiedlicher Abläufe erfordern.

Für eine Risikoabschätzung reicht es aus, typische Abläufe mit gravierenden Auswirkungen genauer zu analysieren. Abläufe mit geringeren Konsequenzen können dann einem analytisch behandelten Ablauf mit gleichen oder höheren Konsequenzen zugeordnet werden.

Bei gravierenden Abläufen ist die Funktion einer Reihe von Systemen von untergeordneter Bedeutung, da sie nur unwesentlich den Störfallablauf und dessen Auswirkungen beeinflusst. Entscheidend für die radiologischen Auswirkungen ist vor allem, ob bei einer Kernzerstörung die Trennung zwischen dem inneren und dem äußeren Containment erhalten bleibt, ob der Containmentabschluß erfolgt und ob bei dessen Versagen das Abluftsystem in Betrieb bleibt. Von größerem Einfluß ist außerdem, ob der Stickstoff-Naturumlauf im inneren Containment zustande kommt. Für die Risikoabschätzung kann daher ein sehr pessimistischer Ansatz getroffen werden:

Mit Ausnahme der Funktionen

- Trennung zwischen innerem und äußerem Containment (Zellenabdeckung),
- Containmentabschluß,
- Abluftbetrieb und
- Stickstoff-Naturumlauf

werden für die Containment-Untersuchungen alle anderen Systeme grundsätzlich als ausgefallen behandelt. Auf die Aufspaltung der Ereignisablaufdiagramme für diese Systeme und damit auf eine Bewertung ihrer Zuverlässigkeit kann daher verzichtet werden. Diese Systeme werden so behandelt, als ob sie nicht verfügbar wären.

Zu Vergleichszwecken wurden jedoch auch zwei Abläufe untersucht, bei denen die Kühlsysteme im inneren und äußeren Containment in Betrieb sind.

Für die detaillierten Containmentanalysen wurden entsprechend der geschilderten Vorgehensweise acht Rechenfälle definiert, die in Tabelle 5 zusammengestellt sind. Die Tabelle zeigt, von welchen Einleitungsereignissen und Tankversagensarten diese Rechenfälle ausgehen und welche Containmentsysteme jeweils als ausgefallen bzw. funktionsfähig betrachtet wurden.

Tab. 5:
Zusammenstellung der Containmentrechenfälle

Fall Nr.	Einleitungsereignis	Tankversagen	Systemausfälle									
			inneres Containment					äußeres Containment				
			B	N	D	A	K	R	E			
1	UKDS	t	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+
2	UKDS	t	+	+	+	-b	+	+	+	o	o	o
3	UWVA	t	-	+	-	-a	-	-	-	-	-	-
4	UWVA	m	-	-	-	-a	-	-	-	-	-	-
5	ANWA	t	-	+	-	+	-	-	-	-	-	-
6	ANWA	t	-	+	-	-b	-	-	-	-	-	-
7	ANWA/UWVA	m	-	-	-	+	-	-	-	-	-	-
8	UKDS	d	-	o	-	+	-	-	-	-	-	-

Systeme:
 B = Bodenkühlung
 N = Stickstoffnaturumlauf
 D = Dampfdruckentlastungssystem
 A = Containmentabschluß
 K = Kühlung im äußeren Containment
 R = Reventing-System
 E = Exventing-System

Tankversagensarten:
 t = thermisch (Durchschmelzen)
 m = mechanisch (Tankabriß)
 d = Deckel (und Zellenabdeckung)

+ = System funktioniert
 - = System ausgefallen
 o = System nicht relevant
 a = Abluftbetrieb
 b = Klappen schließen nicht

● **Containmentrechenfall 1**

Als Folge einer Kernzerstörung mit einer geringen mechanischen Energiefreisetzung kommt es zu einem thermischen Versagen des Reaktortanks. Der Brennstoff gelangt zusammen mit einer Primärnatriummenge von 365 t in die Bodenkühleinrichtung. Die Bodenkühleinrichtung sowie alle Systeme des inneren und äußeren Containments funktionieren auslegungsgemäß. Dieser Fall wurde im Genehmigungsverfahren als Auslegungsfall behandelt.

● **Containmentrechenfall 2**

Auch hier kommt es – wie bei Fall 1 – in der Folge einer Kernzerstörung mit geringer mechanischer Energiefreisetzung zu einem thermischen Reaktortankversagen im unteren Sammelbehälter oder im Bereich der Schildtank-Tragstruktur. Die Bodenkühlung wird mit dem Brennstoff und 365 t Natrium beaufschlagt. Die Wärmeabfuhrsysteme im inneren und äußeren Containment funktionieren, doch der Containmentabschluß fällt aus, da alle drei Armaturen in einem Lüftungskanal offen bleiben. Dieser Rechenfall deckt die Ereignisabläufe ab, in denen die Sicherheitssysteme funktionieren und der Containmentabschluß erfolgt, jedoch das Reventing- oder das Exventingssystem ausfällt.

● **Containmentrechenfall 3**

Dieser Fall wird durch das Einleitungsereignis UWVA verursacht. Der Reaktortank versagt nach einem Niederschmelzen des Kerns thermisch, da die Nachwärme nicht abgeführt wird. Daraufhin gelangen etwa 80 t Natrium in die Bodenkühleinrichtung. Da beim Einleitungsereignis UWVA der Ausfall des Reaktorschutzsystems angenommen wird, werden alle aktiven Sicherheitseinrichtungen als ausgefallen behandelt. Außerdem wird die Abluftanlage nicht abgeschaltet. Dieser Rechenfall deckt alle anderen Fälle ab, bei denen die Abluftanlage läuft und einzelne Sicherheitssysteme ausfallen, jedoch die Natriumauffangwanne und das innere Containment intakt bleiben.

● **Containmentrechenfall 4**

Auch dieser Fall tritt aufgrund des Einleitungsereignisses UWVA ein. Im Unterschied zu Rechenfall 3 wird jedoch angenommen, daß der Tank mechanisch versagt, die Natriumauffangwanne beschädigt wird und das Natrium ausläuft. Der Stickstoff-Naturumlauf wird damit unterbunden.

● **Containmentrechenfall 5**

Nach einem unbeherrschten Notstromfall kommt es infolge des Ausfalls der Nachwärmeabfuhr zu einer Kernzerstörung (ANWA). Der Reaktortank versagt durch Niederschmelzen des Kerns nach einem Ausdampfen eines Teils des Natriums im Tank. Da keine elektrische Energie zur Verfügung steht, sind alle aktiven Systeme im Containment ausgefallen, der Containmentabschluß funktioniert, da die Lüftungsklappen bei einem Energieausfall selbsttätig schließen.

● **Containmentrechenfall 6**

Dieser Fall stimmt mit dem Rechenfall 5 überein mit der Ausnahme, daß der Containmentabschluß versagt, weil eine Entwässerungsleitung fälschlich offen ist und wegen des Energieausfalls auch nicht zugefahren werden kann, oder weil Lüftungsklappen mechanisch offen bleiben. Fälle, bei denen elektrische Energie zur Verfügung steht und der Containmentabschluß funktioniert, aber die Bodenkühlung oder das Reventing- bzw. das Exventingssystem ausfallen, werden durch diesen Rechenfall abgedeckt.

● **Containmentrechenfall 7**

Als dritte Variante zu den Rechenfällen 5 und 6 wird der Fall untersucht, daß Natrium aus der Auffangwanne ausläuft, weil diese durch ein mechanisches Tankversagen beschädigt wurde. Wenn die Auffangwanne versagt, wird auch der Stickstoff-Naturumlauf unterbrochen.

● **Containmentrechenfall 8**

Als Folge einer Kernzerstörung und hoher mechanischer Energiefreisetzung wird der Reaktordeckel gegen die Abdeckung der Deckelgrube geschleudert, die ebenfalls versagt. Dadurch ist die Barriere zwischen innerem und äußerem Containment zerstört. Die Integrität des äußeren Containments wird jedoch nicht direkt beeinträchtigt. Mit dem Reaktordeckel werden auch Primärnatrium und ein Teil des Brennstoffs ins äußere Containment ausgeworfen, wo es dann zu einem Natriumbrand kommt. Das Containmentsystem verliert seine Integrität bei Erreichen des Versagensdruckes.

Druck- und Temperaturverläufe in den verschiedenen Containment-Bereichen sind für die analysierten Rechenfälle in der SNR-Studie (Abschnitt 7.3) wiedergegeben. Für den gravierendsten Fall (Rechenfall 8), bei dem Tankdeckel und Zellenabdeckung versagen und der Brennstoff sowie erhebliche Teile des Natriums in das äußere Containment ausgeworfen werden, zeigen die Ergebnisse, daß der Druck im äußeren Containment innerhalb von wenigen Sekunden den doppelten Auslegungsdruck (0,24 bar Überdruck) erreicht. Er verbleibt jedoch längere Zeit unterhalb des vierfachen Auslegungsdrucks.

Beläuft sich der Versagensdruck des äußeren Containments auf etwa 1 bar Überdruck, so kann das Containment bis auf geringe Leckagen ca. 5 Minuten lang dichtgehalten werden. Dadurch wird die Rückhaltung der Radionuklide wesentlich verbessert. Für die Ermittlung der Leckagen aus dem Containment wurde von einem Dichtungsversagen im Bereich des Materialtores ausgegangen.

Das Containment des SNR-300 kann ohne Schwierigkeiten so gestaltet werden, daß der Versagensdruck mindestens 0,9 bar Überdruck beträgt. Im Zusammenhang mit ohnehin notwendigen Maßnahmen in den betreffenden Containmentbereichen wird eine solche Auslegung sichergestellt. Anderenfalls wäre das Rückhaltevermögen des Containments beim Rechenfall 8 gering. Innerhalb weniger Sekunden müßte dann mit einem Versagen gerechnet werden.

Wenn die Materialschleuse versagt, gelangt Containmentatmosphäre über das Hilfsanlagegebäude und den Kamin ungefiltert in die Umgebung.

3.3 Radionuklidfreisetzung

Für die vorher genannten Rechenfälle wurde untersucht, welcher Anteil des Nuklidinventars aus dem Reaktorkern in das Containment freigesetzt wird, welcher Teil davon im Containment abgeschieden wird und welcher Teil in die Umgebung gelangt.

Das Nuklidinventar wurde für die verschiedenen Spalt- und Brutzone und für den Reflektor des Mark-Ia-Kerns im SNR-300 berechnet. Wesentlich für die Radionuklidfreisetzung bei Unfällen ist das Inventar in der inneren und äußeren Spaltzone, da in diesen Bereichen die größte Aktivität (75 %) enthalten ist und hauptsächlich auch aus diesen Zonen freigesetzt wird.

Zur Untersuchung der Transportvorgänge von Radionukliden in der Containmentatmosphäre wurde die Struktur des SNR-Containments durch mehrere Raumbereiche (inneres/äußeres Containment, Reventingspalt) erfaßt. Für gasförmige Spaltprodukte (Edelgase, organisches Jod) wurden keine natürlichen Rückhalte-mechanismen im Containment angenommen. Bei den übrigen, feststoffartigen Radionukliden werden dagegen Abscheideprozesse (Sedimentation, Diffusion, Thermophorese) wirksam. Einzelheiten der Analyse sind in Kapitel 8 der SNR-Studie beschrieben.

Für die genannten Rechenfälle wurden die Zeitverläufe der Freisetzung aus der Anlage untersucht. Dabei zeigte sich, daß die acht Rechenfälle in insgesamt fünf Freisetzungskategorien zusammengefaßt werden können, da einige zu ähnlichen Freisetzungsverläufen führen (Tabelle 6).

Tab. 6:
Zuordnung von Containmentrechenfällen und Freisetzungskategorien

Freisetzungskategorie	Containmentrechenfall
1	8, 4
2	7
3	3, 2, 6
4	5
5	1

Kategorie 1 umfaßt alle Unfallabläufe, bei denen infolge einer Kernzerstörung der Reaktortank und das innere Containment zerstört sowie der Brennstoff und ein Teil des Natriums ins äußere Containment ausgeworfen werden. Durch den hierbei entstehenden Natriumbrand kommt es sehr rasch zum Versagen der Schließendichtungen, und radioaktive Stoffe werden über das Hilfsanlagegebäude freigesetzt.

Der Containment-Rechenfall 4, bei dem es durch den Ausfall des Reaktorschutzsystems bei weiterlaufender Lüftung wegen hoher Energiefreisetzung zu einem mechanischen Versagen des Reaktortanks mit einer Beschädigung der Natriumauffangwanne kommt, wurde mit dem Containment-Rechenfall 8 in der Freisetzungskategorie 1 zusammengefaßt. In dieser Kategorie dominiert die Freisetzung des Falles 8, während für die zu erwartende Häufigkeit die Summe gebildet wurde. Diese Kategorie führt zu den größten Freisetzungen.

Die Kategorien 2 und 4 enthalten Unfallsequenzen, bei denen der Lüftungsabschluß nach einer Kernzerstörung erfolgt, aber aktive Sicherheitssysteme ausfallen. Als abdeckende Ereigniskette wurde unterstellt, daß sämtliche aktiven Sicherheitssysteme ausfallen. Die Kategorien unterscheiden sich dadurch, daß bei Kategorie 2 darüber hinaus noch eine defekte Natriumauffangwanne angenommen wird. Nach etwa einem Tag versagt in diesem Fall das Containment durch Wasserstoffexplosion, und es kommt zu einer massiven Spaltproduktfreisetzung, die aber deutlich niedriger als bei Kategorie 1 ist.

Kategorie 3 enthält Unfallabläufe, bei denen nach einer Kernzerstörung kein Lüftungsabschluß des äußeren Containments erfolgt und das betriebliche Abluftsystem weiterläuft. Eingeleitet werden die Sequenzen durch den Ausfall des Reaktorschutzsystems. Da das innere Containment als Barriere wirksam ist, gelangen die ins innere Containment freigesetzten radioaktiven Stoffe lediglich über Leckagen ins äußere Containment. Gegenüber der Kategorie 1 ergeben sich daher erheblich niedrigere Freisetzungswerte.

Kategorie 5 umfaßt diejenigen Unfallabläufe, bei denen es nach einer Kernzerstörung zum Durchschmelzen des Reaktortanks kommt, wobei jedoch alle zur weiteren Störfallbeherrschung notwendigen Systeme funktionieren. Durch den Reventingbetrieb wird eine Freisetzung radioaktiver Stoffe für die Dauer von 10 Tagen verhindert, wobei die Aktivität in der Sicherheitsbehälteratmosphäre durch radioaktiven Zerfall und Abscheidungsprozesse stark abnimmt. Nach dieser Zeit wird die Containmentatmosphäre über Filter und Kamin nach außen entlüftet. Unfälle dieser Kategorie führen zu den geringsten Freisetzungswerten nach Kernzerstörung mit Tankversagen. Eine Kernzerstörung, bei der der geschmolzene Kern im Tank zurückgehalten wird (der häufigste Fall), hätte noch geringere Freisetzungen als Kategorie 5 zur Folge. Solche Fälle wurden nicht weiter untersucht.

In Tabelle 7 werden die jeweiligen Freisetzungsverläufe, charakterisiert durch die zu bestimmten Zeitpunkten freigesetzten Anteile des Kerninventars, dargestellt.

Wesentlich für die Auswirkungen einer Freisetzung sind neben der Aktivität, die durch den freigesetzten Anteil des Kerninventars beschrieben wird, Zeitpunkt und Dauer der Freisetzung sowie vor allem die Freisetzungshöhe und die mitgeführte thermische Energie. Tabelle 7 enthält noch weitere Daten – zu erwartende Häufigkeiten und Ausmaß von Freisetzungen aus Brennelementlagern –, auf die in Abschnitt 3.4 eingegangen wird. Die zu erwartenden Häufigkeiten der Freisetzungskategorien 1 bis 5 werden in Abschnitt 3.6 eingehender diskutiert.

Für die Freisetzungshöhe wurden drei Fälle unterschieden:

- Freisetzung durch Exventing- bzw. Abluftbetrieb,
- Freisetzung nach Überdruckversagen des äußeren Containments,
- Freisetzung infolge Leckagen durch die Stahlblechhülle.

Tab. 7:
Freisetzungskategorien

Freisetzungskategorie	Beschreibung	Zeitpunkt der Freisetzung [h]	Dauer der Freisetzung [h]	Höhe der Freisetzung [m]	Freigesetzte Energie [10 ⁶ kJ/h]	Häufigkeit der Freisetzung [1/a]	Freigesetzter Anteil des Kerninventars							
							Xe, Kr	J _{org}	NaJ	Cs, Rb	Te, Sb ¹⁾	Ba, Sr	La ²⁾	
1	Kernzerstörung, Versagen Drehdeckel und Zellenabdeckung, Überdruckversagen äußeres Containment	0	1	100	530	1 E-8	1	-	0,15	0,15	0,15	0,05	0,05	0,05
2	Kernzerstörung, mechanisches Tankversagen, Aufangwanne defekt, keine Energieversorgung	0	1	10	-	2 E-7	5,0 E-3	-	2,4 E-5	5,2 E-5	7,6 E-5	5,4 E-7	2,0 E-7	
		22	1	100	15		2,5 E-1	4,8 E-4	1,4 E-3	3,0 E-5	3,0 E-5	3,0 E-5	7,4 E-7	
		25	1	100	15		5,7 E-1	2,0 E-3	1,4 E-2	1,1 E-3	4,2 E-4	4,2 E-4	4,0 E-7	
		33	2	100	-		1,8 E-1	8,0 E-3	7,5 E-3	6,0 E-5	4,1 E-3	1,5 E-4	1,5 E-4	
3	Kernzerstörung, thermisches Tankversagen, ungefilterte Abluft	0	3	100	-	2 E-8	2,2 E-1	2,2 E-3	1,5 E-2	3,0 E-2	1,7 E-2	1,8 E-4	1,5 E-4	
		22	1	100	-		2,6 E-1	2,6 E-3	6,1 E-3	3,0 E-4	5,9 E-3	1,2 E-4	1,2 E-4	
		48	1	100	-		5,2 E-1	5,2 E-3	6,7 E-3	-	5,5 E-3	1,4 E-4	1,4 E-4	
4	Kernzerstörung, thermisches Tankversagen, Containmentabschluss, keine Energieversorgung	2	1	10	-	2 E-7	7,4 E-5	7,4 E-7	8,8 E-6	1,6 E-5	7,9 E-6	9,3 E-8	9,0 E-8	
		10	1	10	-		8,0 E-4	8,0 E-6	1,3 E-5	2,6 E-5	1,6 E-5	1,6 E-7	1,3 E-7	
		25	1	10	-		5,5 E-3	5,5 E-5	1,2 E-5	3,4 E-6	1,2 E-5	2,5 E-7	2,4 E-7	
		48	1	10	-		3,8 E-2	3,8 E-4	6,4 E-5	-	5,2 E-5	1,3 E-6	1,3 E-6	
5	Kernzerstörung, thermisches Tankversagen	100	1	10	-	3 E-7	0,96	9,6 E-3	7,6 E-4	-	6,3 E-4	1,6 E-5	1,6 E-5	
		240	1	100	-		6,2 E-3	6,2 E-7	4,6 E-10	8,3 E-10	6,0 E-10	5,6 E-12	4,4 E-12	
		280	1	100	-		6,2 E-3	6,2 E-7	4,6 E-10	8,3 E-10	6,0 E-10	5,6 E-12	4,4 E-12	
		320	1	100	-		6,2 E-3	6,2 E-7	4,6 E-10	8,3 E-10	6,0 E-10	5,6 E-12	4,4 E-12	
A	Kühlungsausfall naturgekühltes Brennelement-Lager	100	1	100	15	4 E-5	-	-	7,3 E-3	-	4,4 E-4	-	-	
		102	1	100	15		-	3,5 E-2	2,2 E-2	4,1 E-3	1,1 E-9	1,1 E-10		
		130	2	100	-		-	1,0 E-2	9,0 E-3	1,2 E-2	5,7 E-6	5,7 E-7		
		1300	1	100	-		1,0	-	-	-	-	-		
B	Kühlungsausfall gasgekühltes Brennelement-Lager	140	3	100	-	10 ⁻³	0,5	5,0 E-5	5,0 E-6	5,0 E-6	5,0 E-7	5,0 E-10	-	
		200	2	100	-		0,5	5,0 E-5	5,0 E-6	5,0 E-6	5,0 E-7	5,0 E-10	-	

¹⁾ enthält Se
²⁾ enthält Ru, Rh, Co, Mo, Tc, Y, La, Zr, Nb, Ce, Pr, Nd, Np, Pu, Am, Cm
 Schreibweise für Zehnerpotenzen: E-x bedeutet 10^{-x}

Beim Exventing- bzw. Abluftbetrieb werden die radioaktiven Stoffe über Kamin ($H = 100$ m) abgegeben. Beim Versagen des äußeren Containments infolge von Überdruck wurde angenommen, daß der Freisetzungsweg über die Dichtungen der Materialschleuse in das Hilfsanlagengebäude und von dort über Abluftkanal und Kamin verläuft. Wegen der mitgeführten thermischen Energie, die einen thermischen Auftrieb der freigesetzten Stoffe bewirkt, hat die Freisetzungshöhe in diesem Fall nur geringen Einfluß auf die weitere Ausbreitung der Radionuklide in der Atmosphäre. Beim Ausfall des Reventingsystems gelangen radioaktive Stoffe über Leckagen der Stahlblechhülle in den angrenzenden Ringraum. Dort können sie sowohl über die Zuluft- als auch über die Abluftöffnungen in die Umgebung freigesetzt werden. Da niedrige Freisetzungshöhen eine geringere atmosphärische Verdünnung bewirken, wurde in diesen Fällen pessimistisch eine Freisetzungshöhe von 10 m angesetzt.

Mit den Radionukliden wird auch thermische Energie freigesetzt, die einen thermischen Auftrieb der Wolke bewirkt. Zur realistischen Ermittlung der Unfallfolgen wird die mit der Hauptspaltproduktfreisetzung im jeweiligen Intervall verbundene Energieaustragsrate angegeben. Sie ergibt sich aus dem Energieüberschuß der aus dem Containment strömenden Gase gegenüber der umgebenden Atmosphäre. Die thermische Energie wird nur für die Fälle angegeben, in denen chemische Reaktionen einen erheblichen Energieeintrag in die Atmosphäre des äußeren Containments mit sich bringen.

Die Freisetzungsanteile sind auf das Radionuklidinventar bei Eintritt des Störfalls bezogen. Die Verminderung der Aktivität durch radioaktiven Zerfall bis zum Zeitpunkt der Freisetzung ist hierbei nicht berücksichtigt. Dies ist vor allem beim Vergleich mit den Freisetzungskategorien der DWR-Studie zu beachten, da beim SNR-300 die Freisetzung meist noch stärker verzögert ist als beim DWR.

3.4 Brennelementlager

Die bisherigen Aussagen bezogen sich auf Unfälle mit Zerstörung des Reaktorkerns. Darüber hinaus wurden mögliche Freisetzungen aus den Brennelementlagern untersucht. Der SNR-300 hat ein natriumgekühltes und ein gasgekühltes Lager für verbrauchte Brennelemente. Beide befinden sich im äußeren Containment.

● Natriumlager

Beim Brennelementwechsel oder bei einer Entladung aus dem Reaktorkern entnommene Brennelemente werden zunächst im Natriumlager gelagert. Für die Abfuhr der Nachwärme stehen drei Kühlkreisläufe zur Verfügung. Wenn alle Kühlkreisläufe ausfallen, heizt die Nachwärme das Natrium und die umgebenden Strukturen auf. Befinden sich im Natriumlager 199 frisch entladene Brennelemente – dies entspricht der maximalen Beladung –, wird die Natrium-Siedetemperatur nach etwa 100 Stunden erreicht. Im weiteren Verlauf kann dies zum Versagen des Tanks führen. In der Folge kommt es durch Natriumreaktionen zum Druckaufbau im äußeren Containment und schließlich zum Versagen des Containments. Für diesen Ablauf wurde die Radionuklidfreisetzung in die Umgebung untersucht. Die Ergebnisse sind in Freisetzungskategorie A (Tabelle 7) zusammengefaßt. Die Häufigkeit der Freisetzungskategorie A entspricht der unter pessimistischen Annahmen ermittelten Häufigkeit des Ausfalls aller Kühlkreisläufe.

● Gaslager

Nach einer Abklingzeit von einigen Monaten werden die Brennelemente vom Natriumlager in das Gaslager umgesetzt. Die Nachwärme wird über ein Stickstoff-Kühlsystem abgeführt, das dreifach redundant ausgelegt ist. Beim totalen Ausfall der Kühlung kann es auch hier zum Versagen der Brennstabhüllen und des Lagertanks kommen. Ein Überdruckversagen des äußeren Containments ist nicht zu erwarten. Radionuklide werden erst dann in die Umgebung freigesetzt, wenn nach einigen Tagen von Reventing- auf Exventingbetrieb umgeschaltet wird. Die Freisetzungen, die sich bei einem solchen Ablauf ergeben, werden in Freisetzungskategorie B (Tabelle 7) erfaßt. Auch hier entspricht die Häufigkeit der Freisetzungskategorie der Häufigkeit des Kühlausfalls.

3.5 Einwirkungen von außen

Neben anlagenintern ausgelösten Störungen wurden auch mögliche Einwirkungen von außen auf die Anlage daraufhin untersucht, ob sie eine Kernzerstörung und in der Folge eine Aktivitätsfreisetzung verursachen können.

Eine Reihe von Einwirkungen wurde qualitativ untersucht: Hoch- und Niedrigwasser, Unwetter, Blitzschlag, Explosionsdruckwellen, Einwirkung von schädlichen Stoffen, außerdem – als „quasi-externe“ Störfälle – Turbinenzerknall und Druckbehälterversagen im Maschinenhaus. Diese qualitativen Untersuchungen führten zu dem Ergebnis, daß diese Einwirkungen keinen wesentlichen Risikobeitrag erwarten lassen.

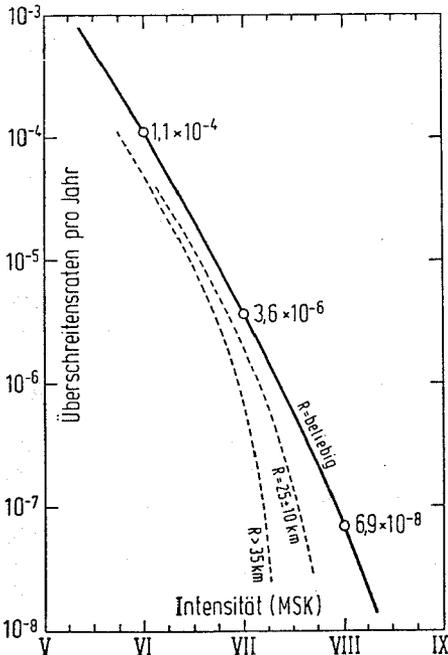


Bild 7:

Zu erwartende Überschreitenshäufigkeiten für Erdbebenintensitäten am Standort Kalkar

Detaillierter wurden Einwirkungen durch Erdbeben und Flugzeugabsturz untersucht. Dabei hat sich gezeigt, daß wegen geeigneter Auslegungsmaßnahmen und wegen geringer zu erwartender Häufigkeit der Flugzeugabsturz nur einen sehr geringen Risikobeitrag liefert.

Zur Einwirkung durch Erdbeben wurden standortspezifische Lastannahmen und Überschreitenswahrscheinlichkeiten für Erdbebenintensitäten am Standort ermittelt. Die Intensität VII (MSK-Skala) des Sicherheitserdbebens wird danach mit einer zu erwartenden Häufigkeit von ca. $4 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr und die Intensität VIII (MSK-Skala) mit einer zu erwartenden Häufigkeit von $7 \cdot 10^{-8}$ pro Jahr überschritten (Bild 7).

Von diesen Untersuchungen ausgehend, wurden für wichtige Gebäude, Bauteile und Komponenten dynamische Berechnungen durchgeführt, um erdbebenbedingte Versagenswahrscheinlichkeiten zu ermitteln. Die Zielrichtung war dabei, abzuschätzen, mit welcher zu erwartenden Häufigkeit Erdbebeneinwirkungen zum Versagen der Reaktorschnellabschaltung, der Nachwärmeabfuhr oder der Containment-Integrität führen. Aus diesen Untersuchungen resultieren die in Tabelle 8 enthaltenen Ergebnisse.

Tab. 8:

Zu erwartende Häufigkeiten von Systemversagen infolge Erdbebens

Systemversagen	Zu erwartende Häufigkeit
NWA-Ausfall (ANWA) mit Containment-Abschluß	$10^{-8}/a$
NWA-Ausfall (ANWA) ohne Containment-Abschluß	$10^{-8}/a$
Ausfall Reaktorschnellabschaltung (UKDS) mit Containment-Abschluß	$< 6 \cdot 10^{-8}/a$
Ausfall Reaktorschnellabschaltung (UKDS) ohne Containment-Abschluß	$< 4 \cdot 10^{-8}/a$

Die Abschätzung der zu erwartenden Häufigkeit für Versagen der Schnellabschaltung geht von der Annahme aus, daß das Versagen der Horizontalabstützung des Reaktortanks die Schnellabschaltung verhindern kann. Da abgesicherte Kenntnisse über die möglichen Verschiebungen der Tankeinbauten infolge dieses Versagens nicht vorliegen, wurde pessimistischerweise angenommen, daß bei einem Versagen der Horizontalabstützung die Reaktorschnellabschaltung blockiert wird. Zu vermuten ist allerdings, daß ein solches Blockieren mit einer wesentlich geringeren Häufigkeit als das Versagen der Horizontalabstützung zu erwarten ist.

3.6 Zu erwartende Häufigkeiten der Unfallabläufe

Für die Risikoabschätzung wurden die zu erwartenden Häufigkeiten derjenigen Unfallabläufe ermittelt, die in den Freisetzungskategorien beschrieben werden. Praktisch alle ermittelten zu erwartenden Häufigkeiten und Wahrscheinlichkeiten sind durch subjektive Expertenschätzungen beeinflusst und daher als subjektive zu erwartende Häufigkeiten bzw. subjektive Wahrscheinlichkeiten aufzufassen. Die zu erwartenden Häufigkeiten der Unfallabläufe werden durch folgende Größen bestimmt:

- zu erwartende Häufigkeit der Kernzerstörung,
- bedingte Wahrscheinlichkeiten für Deckel- bzw. Tankversagen,
- bedingte Wahrscheinlichkeit für Versagen des Containmentabschlusses.

In der Unfallanalyse wurden vereinfacht einige Systeme, die den Unfallablauf beeinflussen, als ausgefallen behandelt, insbesondere Containmentkühlssysteme. Für diese Systeme wurde bei den entsprechenden Abläufen die bedingte Versagenswahrscheinlichkeit 1 angenommen.

Die zu erwartenden Häufigkeiten der Kernzerstörung und die bedingten Wahrscheinlichkeiten der Deckel- und Tankversagensarten sind in der Tabelle 4 eingetragen. Für die bedingte Wahrscheinlichkeit des Containmentversagens hat die Zuverlässigkeitsanalyse folgende Werte ergeben:

Für das Containmentversagen wurde bei den Einleitungsereignissen UKDS und ANWA eine bedingte Wahrscheinlichkeit von $2 \cdot 10^{-3}$ und bei UWVA von 10^{-1} ermittelt. Der Wert bei UWVA liegt höher als bei den anderen Fällen, da bei diesem Ablauf das Reaktorschutzsystem ausgefallen ist. Die zu erwartenden Häufigkeiten der Unfallabläufe sind in Tabelle 7 eingetragen. Sie ergeben sich zum Teil als Summenwert aus den zu erwartenden Häufigkeiten mehrerer Versagenskombinationen (Tabelle 9).

Tabelle 10 zeigt die zu erwartenden Häufigkeiten der Freisetzungskategorien 1 bis 5; die Beiträge durch anlageninterne Ursachen und durch Erdbeben sind getrennt ausgewiesen.

Tab. 10:

Zu erwartende Häufigkeiten pro Jahr der Freisetzungskategorien 1 bis 5

Freisetzungskategorie	Rechenfall	Zu erwartende Häufigkeit pro Jahr		
		insgesamt	anlagenintern	Erdbeben
1	8 4	10^{-8}	$4,8 \cdot 10^{-9}$	$5,2 \cdot 10^{-9}$
2	7	$1,6 \cdot 10^{-7}$	$1,5 \cdot 10^{-7}$	$5 \cdot 10^{-9}$
3	3 2 6	$2 \cdot 10^{-8}$	$1,2 \cdot 10^{-8}$	$8 \cdot 10^{-9}$
4	5	$1,6 \cdot 10^{-7}$	$1,5 \cdot 10^{-7}$	$5 \cdot 10^{-9}$
5	1	$2,1 \cdot 10^{-7}$	$2,1 \cdot 10^{-7}$	$4,3 \cdot 10^{-9}$

Tab. 9:
Zusammenstellung der Häufigkeit von Unfallabläufen

Versagenskombination	EINLEITUNGSEREIGNISSE		TANKVERSAGENSART			CONTAINMENT-ABSCHLUSS			Rechenfall	Häufigkeit/Jahr (Einwirkungen von außen)	Häufigkeit/Jahr (Insgesamt)				
	UKDS	UMVA	ANWA	thermisch (mechanisch)	Auffangwanne Intal	mechanisch (Beschädigung der Auffangwanne)	Drehdeckelversagen	Intakt				ausgefallen	Überdruckversagen	Abluftsystem	Containment-Kühlsysteme
1	$1,2 \cdot 10^{-6}$			$7 \cdot 10^{-2}$	$7 \cdot 10^{-2}$			1	$2 \cdot 10^{-3}$	b	+	$8,5 \cdot 10^{-8}$	1	$4,3 \cdot 10^{-9}$	$9,0 \cdot 10^{-3}$
2	$1,2 \cdot 10^{-6}$			$7 \cdot 10^{-2}$	$7 \cdot 10^{-2}$			1	$2 \cdot 10^{-3}$	*	+	$1,7 \cdot 10^{-10}$	2	$2,8 \cdot 10^{-9}$	$3,0 \cdot 10^{-9}$
3	$1,2 \cdot 10^{-6}$				$3 \cdot 10^{-4}$			1	$2 \cdot 10^{-3}$		+n	$3,6 \cdot 10^{-10}$	(7)	$1,8 \cdot 10^{-11}$	$3,8 \cdot 10^{-10}$
4	$1,2 \cdot 10^{-6}$				$3 \cdot 10^{-4}$			1	$2 \cdot 10^{-3}$	*	-n	$7,2 \cdot 10^{-13}$	-	$1,2 \cdot 10^{-11}$	$1,3 \cdot 10^{-11}$
5	$1,2 \cdot 10^{-6}$				$3,2 \cdot 10^{-3}$			1	$2 \cdot 10^{-3}$		-	$3,8 \cdot 10^{-9}$	8	$1,9 \cdot 10^{-10}$	$4,0 \cdot 10^{-9}$
6	$1,2 \cdot 10^{-6}$				$3,2 \cdot 10^{-3}$			1	$2 \cdot 10^{-3}$		a	$7,6 \cdot 10^{-12}$	-	$1,3 \cdot 10^{-10}$	$1,4 \cdot 10^{-10}$
7	$1,2 \cdot 10^{-7}$			1	1			1	0,1	a	+	$1,2 \cdot 10^{-7}$	(1)	-	$1,2 \cdot 10^{-7}$
8	$1,2 \cdot 10^{-7}$			1	1			1	0,1	a	-	$1,2 \cdot 10^{-8}$	3	-	$1,2 \cdot 10^{-8}$
9	$1,2 \cdot 10^{-7}$				$1,4 \cdot 10^{-2}$			1	0,1	-n	-	$1,7 \cdot 10^{-9}$	7	-	$1,7 \cdot 10^{-9}$
10	$1,2 \cdot 10^{-7}$				$1,4 \cdot 10^{-2}$			1	0,1	a	-n	$1,7 \cdot 10^{-10}$	4	-	$1,7 \cdot 10^{-10}$
11	$1,2 \cdot 10^{-7}$				$4,6 \cdot 10^{-3}$			1	0,1	*	-	$5,5 \cdot 10^{-10}$	(8)	-	$5,5 \cdot 10^{-10}$
12	$1,2 \cdot 10^{-7}$				$4,6 \cdot 10^{-3}$			1	0,1	a	-	$5,5 \cdot 10^{-11}$	-	-	$5,5 \cdot 10^{-11}$
13	$3 \cdot 10^{-7}$			0,5	0,5			1	$2 \cdot 10^{-3}$	b	-	$1,5 \cdot 10^{-7}$	5	$5,0 \cdot 10^{-9}$	$1,6 \cdot 10^{-7}$
14	$3 \cdot 10^{-7}$			0,5	0,5			1	$2 \cdot 10^{-3}$	b	-	$3,0 \cdot 10^{-10}$	6	$5,0 \cdot 10^{-9}$	$5,3 \cdot 10^{-9}$
15	$3 \cdot 10^{-7}$			0,5	0,5			1	$2 \cdot 10^{-3}$	*	-n	$1,5 \cdot 10^{-7}$	7	$5,0 \cdot 10^{-9}$	$1,6 \cdot 10^{-7}$
16	$3 \cdot 10^{-7}$			0,5	0,5			1	$2 \cdot 10^{-3}$	a	-n	$3,0 \cdot 10^{-10}$	(4)	$5,0 \cdot 10^{-9}$	$5,3 \cdot 10^{-9}$

Überdruckversagen: * = ja
 Abluftsysteme: a = in Betrieb, b = ausgefallen bzw. abgeschaltet
 Containmentkühlsysteme: + = in Funktion, - = ausgefallen bzw. ohne Einfluß, n = Auffangwanne defekt

Die zu erwartenden Häufigkeiten der Freisetzungskategorien A und B ergeben sich direkt aus den zu erwartenden Häufigkeiten für den Ausfall der Kühlung beim Natrium- bzw. Gaslager.

In die zu erwartenden Häufigkeiten fließt eine ganze Reihe von Schätzwerten ein. Um deren Einfluß auszuweisen, wurden, ausgehend von den Streubreiten der wesentlichen Einflußgrößen, Bandbreiten für den anlageninternen Anteil an den zu erwartenden Häufigkeiten der Freisetzungskategorien ermittelt. Tabelle 11 zeigt für die Freisetzungskategorien 1 bis 5 jeweils den besten Schätzwert, hier als Punktwert bezeichnet, die untere und obere Schranke eines subjektiven Vertrauensintervalls. Die Bandbreite entspricht etwa einem subjektiven 90 %-Vertrauensintervall, d. h., daß noch jeweils etwa 5 % der zu erwartenden Häufigkeiten oberhalb oder unterhalb (außer bei FK4) der Bandbreite liegen können.

Tab. 11:
Schätzunsicherheit der zu erwartenden Häufigkeiten der Freisetzungskategorien 1 bis 5

Freisetzungskategorie	Eintrittshäufigkeit [pro Jahr]		
	untere Schranke	Punktwert	obere Schranke
1	$2 \cdot 10^{-10}$	$6 \cdot 10^{-9}$	$5 \cdot 10^{-7}$
2	$2 \cdot 10^{-9}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$5 \cdot 10^{-6}$
3	$2 \cdot 10^{-10}$	$1 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-6}$
4	0,0	$1 \cdot 10^{-7}$	$3 \cdot 10^{-6}$
5	$7 \cdot 10^{-9}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$8 \cdot 10^{-6}$

3.7 Unfallfolgen

Zur Abschätzung der Unfallfolgen nach massiven Radionuklidfreisetzungen, wie sie in den anlagentechnischen Teilen der SNR-Studie untersucht worden sind, wurde eine modifizierte Version des Unfallfolgenmodells der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ (DWR-Studie) verwendet. In dieser Version wurden neuere wissenschaftliche Erkenntnisse und spezifische Bedingungen einer Radionuklidfreisetzung bei einem Schnellen Brüter berücksichtigt. Bei einem Vergleich der Ergebnisse mit den Ergebnissen der DWR-Studie ist dies zu beachten; die Unterschiede beeinflussen den Vergleich jedoch nicht entscheidend.

Die Unfallfolgenrechnungen wurden, der Aufgabenstellung entsprechend, trotz der methodischen Probleme einer standortspezifischen Unfallfolgenrechnung für den Standort Kalkar durchgeführt. Dabei wurden die gleichen Schadensarten wie in der

DWR-Studie untersucht. Die Ergebnisse zeigen, daß auch bei den höchsten Freisetzungen – wie sie nach einer Kernzerstörung mit extrem hoher mechanischer Energie auftreten könnten – keine frühen Todesfälle verursacht würden. Dies gilt auch dann, wenn mögliche Schutzmaßnahmen in der Umgebung (Evakuierung) nicht berücksichtigt werden.

Die somatischen Spätschäden wurden auf der Grundlage einer linearen Dosis/Risiko-Beziehung ohne Schwellenwert berechnet. Damit wird angenommen, daß auch sehr geringe Strahlenbelastungen für die betroffenen Personen das Risiko einer späteren Krebserkrankung erhöhen. Das Schadensausmaß hängt praktisch nur von der Menge der freigesetzten Radionuklide ab. Die konkreten Standortverhältnisse oder die Wetterverhältnisse nach einem Unfall haben nur geringen Einfluß auf das errechnete Schadensausmaß.

Bei der größten Freisetzung (Freisetzungskategorie 1) wurde ein Maximalschaden von etwa 14 000 späten Todesfällen berechnet. Diese Spätschäden träten zu einem erheblichen Teil weit entfernt vom Ort der Freisetzung auf. Sie werden dort aufgrund kleiner Strahlenbelastungen berechnet, denen eine sehr große Zahl von Personen ausgesetzt würde. Die Ausbreitung der freigesetzten Radionuklide in der Atmosphäre wird bis in eine Entfernung von mehr als 2500 km verfolgt.

Die Verhältnisse bei der genetisch wirksamen Strahlenbelastung liegen ähnlich wie bei den somatischen Spätschäden. Auch hier ergibt sich die Kollektivdosis, d. h. die über alle betroffenen Personen aufsummierte Dosis, überwiegend aus sehr kleinen Strahlenbelastungen, denen eine große Anzahl von Personen ausgesetzt würde.

An möglichen Maßnahmen, die die Auswirkungen einer massiven Radionuklidfreisetzung vermindern können, wurden – wie in der DWR-Studie – berücksichtigt:

- Evakuierung,
- schnelle Umsiedlung,
- Umsiedlung,
- Dekontamination,
- Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte.

Es wurden die Flächen ermittelt, die nach Unfällen von solchen Maßnahmen betroffen wären.

Dabei wurde angenommen, daß nach jedem Unfall – unabhängig von der tatsächlich erfolgten Freisetzung – ein Gebiet in der Nähe der Anlage (Fläche 33 km²) evakuiert würde. Je nach Windrichtung könnten davon zwischen 1400 und 8000 Personen betroffen sein.

Umsiedlungsmaßnahmen wurden in den Untersuchungen für Gebiete angenommen, in denen die errechnete Strahlenbelastung bestimmte Grenzen überschreitet. Solche Maßnahmen wären fast ausschließlich nur bei der Freisetzungskategorie 1 erforderlich. Die berechneten Flächen liegen zwischen 0 und 73 km², die Zahl der betroffenen Personen beträgt maximal 90000.

Die Flächen, in denen Dekontamination oder Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte notwendig werden könnten, sind in den Tabellen des Abschnitts 10.3 der SNR-Studie aufgeführt. Dabei ist zu bemerken, daß die Modelle hier nur sehr grobe Abschätzungen erlauben und die Kriterien, bei denen solche Maßnahmen eingeleitet werden, sehr pessimistisch festgelegt wurden.

Ermittelt man die Risikobeiträge der einzelnen Freisetzungskategorien durch Wichtung des Schadensausmaßes mit der zu erwartenden Eintrittshäufigkeit, so zeigt sich, daß bei allen Schadensarten die Freisetzung durch Kühlungsausfall im natriumgekühlten Brennelementlager (FK A) den weitaus überwiegenden Risikobeitrag liefert (über 98 %). Der Rest von 1 bis 2 % ist etwa gleich verteilt auf die Risikobeiträge aus den Freisetzungskategorien 1 bis 4 und B (gasgekühltes Natrium-Lager). Der Risikobeitrag durch die Freisetzungskategorie 5, die im wesentlichen dem Auslegungsstörfall des SNR-300 entspricht, liegt noch einmal etwa um drei Größenordnungen unter den Risikobeiträgen der Kategorien 1 bis 4 und B.

Der dominante Risikobeitrag der Freisetzung aus dem Natriumlager wird vor allem von der relativ hohen zu erwartenden Häufigkeit, die für diese Freisetzungskategorie abgeschätzt wurde, verursacht, nämlich $4 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr gegenüber 10^{-8} pro Jahr für eine Kernzerstörung mit extrem hoher mechanischer Energiefreisetzung.

Auf eine weitergehende Darstellung der Ergebnisse wird hier verzichtet. Sie sind in Kapitel 10 der SNR-Studie ausführlich beschrieben.

Auf die Unterschiede im Vergleich zum DWR wird im folgenden Abschnitt eingegangen. Bezüglich der Brennstoffzusammensetzung beim SNR-300, die noch nicht endgültig festgelegt ist, wurde in der Studie davon ausgegangen, daß für den Mark-la-Kern überwiegend Plutonium verwendet wird, das in Magnox-Reaktoren erzeugt wurde. Die für die Freisetzungskategorie 1 errechneten Spätschäden erhöhen sich etwa um den Faktor 3, wenn man davon ausgeht, daß im SNR-300 nicht – wie in der Studie angenommen – Plutonium aus Magnox-Reaktoren, sondern aus Leichtwasserreaktoren (LWR) verwendet wird.

4. Risikovergleich SNR-300 – DWR

Ziel der Studie war es, vergleichende Sicherheitsbetrachtungen zwischen dem SNR-300 und Leichtwasserreaktoren unter Einbeziehung probabilistischer Aspekte durchzuführen. Wesentliche Voraussetzungen ergaben sich aus der Festlegung, das Risiko des Druckwasserreaktors vom Typ Biblis B, wie es in der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ abgeschätzt wurde, als Vergleichsmaßstab heranzuziehen. Im folgenden werden die wesentlichen Ergebnisse der Studie unter dem Aspekt des Vergleichs zwischen SNR-300 und DWR dargestellt.

● Anlageninterne Ereignisse, die zur Kernzerstörung führen

Beim SNR-300 überwiegt das Versagen der Reaktorschnellabschaltung bei Betriebsstörungen von der zu erwartenden Häufigkeit her alle anderen Vorgänge, die an der Kernzerstörung beteiligt sein können. Der Hauptgrund hierfür ist, daß es beim SNR-300 nach dem Versagen der Schnellabschaltung innerhalb kurzer Zeit zu überprompter Kritikalität und damit zu einem Leistungsausbruch kommen kann. Dabei kann unter Umständen erhebliche mechanische Energie freigesetzt werden. Um dies zu verhindern, besitzt der SNR-300 zwei besonders zuverlässige, weitgehend unabhängige und diversitäre Abschaltssysteme.

Lecks im Primärkreis liefern keinen erheblichen Risikobeitrag. Aufgrund der hohen Siedetemperatur und des dadurch möglichen niederen Systemdrucks kommt es – Abschaltung des Reaktors vorausgesetzt – nicht zum vollständigen Ausdampfen des Kühlmittels. Auslaufen des Kühlmittels wird durch konstruktive Maßnahmen verhindert. Die Nachwärme kann auch beim Ausfall aller aktiven Komponenten (Pumpen, Gebläse) passiv über einen primär- und sekundärseitigen Naturumlauf abgeführt werden. Ein Ausfall aktiver Komponenten allein führt daher nicht zu einer Kernzerstörung.

Beim DWR ist eine Kernzerstörung mit mechanischer Energiefreisetzung, verursacht durch einen Leistungsausbruch, inhärent ausgeschlossen. Das Versagen der Schnellabschaltung liefert keinen nennenswerten Risikobeitrag. Der dominante Risikobeitrag stammt von Lecks in der Primärkühlmittelumschließung, dabei insbesondere von kleinen Lecks. Zum Kernschmelzunfall kommt es nach einem Leck im Primärkreis, wenn die dann angeforderten redundanten Systeme zur Kühlmittelnachspeisung versagen. Der langfristige Ausfall der redundanten Nachwärmeabfuhrsysteme führt beim DWR letztlich zu einem Ansprechen der primären Sicherheitsventile und beim Unterbleiben von Gegenmaßnahmen zu einem Kühlmittelverlust mit anschließendem Kernschmelzen.

● Vorgänge bei der Kernzerstörung

Für den SNR-300 wurde eine zu erwartende Häufigkeit für Kernzerstörung von ca. $2 \cdot 10^{-6}/a$ ermittelt. 50 % aller Fälle sind langsames Niederschmelzen ohne mechanische Energiefreisetzung. Die bedingte Wahrscheinlichkeit dafür, daß der Reaktortank nach einer Kernzerstörung weder mechanisch noch thermisch versagt, so daß der geschmolzene Kern auch langfristig im Tank zurückgehalten werden kann, wurde zu etwa 70 % ermittelt. In weniger als 1 % aller Fälle kommt es zu rascher Tankzerstörung und Beschädigung des inneren Containments.

Für den DWR wurde in der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ eine zu erwartende Kernschmelzhäufigkeit von insgesamt $10^{-4}/a$ ermittelt. Da der Kern des Druckwasserreaktors wegen seiner geringen Anreicherung beim Schmelzen nicht wieder kritisch werden kann, ist der Vorgang phänomenologisch klar vorgezeichnet. Der zeitliche Ablauf hängt im wesentlichen von den Kühlungsverhältnissen ab. Das gleiche gilt für die Freisetzung von Radionukliden aus dem schmelzenden Kern: Abgesehen vom zeitlichen Ablauf sind die physikalischen Vorgänge bei der Radionuklidfreisetzung für die verschiedenen Kernschmelzunfälle sehr ähnlich. Alle Kernschmelzunfälle führen zum Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters. Die einzige Ausnahme bildet die als extrem unwahrscheinlich angesehene Dampfexplosion, die einen anderen zeitlichen Ablauf zeigt. Der Druckbehälter versagt hier durch mechanische Belastung, noch bevor es zum Durchschmelzen kommt.

Die geringere zu erwartende Häufigkeit der Kernzerstörungsfälle beim SNR-300 im Vergleich zum DWR ist in der Hauptsache durch die hohe Zuverlässigkeit der Abschaltssysteme und durch die Möglichkeit der passiven Nachwärmeabfuhr bedingt.

● Einwirkungen von außen

Beim SNR-300 kommen signifikante Beiträge zum Risiko von Erdbebenauswirkungen, bei denen nach Kernzerstörung Versagen des Containmentabschlusses mit hoher Wahrscheinlichkeit angenommen werden muß.

Beim DWR ist der Beitrag von Erdbebenauswirkungen zum Risiko vernachlässigbar.

Der Grund für diesen Unterschied ist nicht eine größere Empfindlichkeit der SNR-Anlage gegen Erdbeben, sondern die niedrigere zu erwartende Häufigkeit der Kernzerstörungsfälle durch anlageninterne Ursachen, die im Bereich der zu erwartenden Häufigkeit extrem starker Erdbeben (ca. $10^{-6}/a$) liegt. Beim DWR dagegen liegt die zu erwartende Häufigkeit eines Kernschmelzunfalles um zwei Zehnerpotenzen über diesem Wert und wird von ihm daher nicht merklich beeinflusst. Flugzeugabsturz, Hochwasser, Unwetter, Explosionsdruckwellen und Turbinenzerknall liefern bei beiden Anlagen keinen nennenswerten Risikobeitrag.

● Nuklidfreisetzung aus dem Containment und Auswirkungen in die Umgebung

Die Tabellen 12 und 13 geben einen Überblick über die Freisetzungsabläufe beim SNR-300 und DWR.

Aus einem Vergleich der Freisetzungskategorien lassen sich folgende allgemeine Aussagen über das Freisetzungsverhalten beider Anlagen bei schweren Unfällen ablesen:

- Mit Ausnahme der Kernzerstörung mit extrem hoher mechanischer Energiefreisetzung werden beim SNR-300 Radionuklide überwiegend noch stärker verzögert freigesetzt als beim DWR.
- Die freigesetzte Aktivität ist beim SNR-300 im allgemeinen geringer als beim DWR.

Diese Unterschiede sind zu einem wesentlichen Teil durch die Rückhaltewirkung des inneren Containments bedingt. Der SNR-300 ist gegen Kernzerstörungsunfälle bis zu einer mechanischen Energiefreisetzung von 370 MJ ausgelegt. Dadurch werden bei der überwiegenden Anzahl dieser Fälle die Kernmaterialien im Reaktortank zurückgehalten; Aktivitätsfreisetzung ist dann nur über Undichtigkeiten des Tankdeckelsystems möglich. Aber auch bei Beschädigung oder Zerstörung des Reaktortanks bleibt als weitere Barriere vor dem äußeren Containment noch das innere Containment mit einer weiteren Rückhaltefunktion einschließlich der Nachwärmeabfuhr über die Bodenkühleinrichtung. Ein Versagen des inneren Containments durch Ausfall einer dieser Einrichtungen ist in einem von acht Fällen zu erwarten. Durch den länger anhaltenden Einschluß von Aktivitäten sind Abscheideprozesse im abgeschlossenen äußeren Containment beim SNR-300 besonders wirksam. Infolge der Rückhaltefunktion von Reaktortank und innerem Containment werden auch bei offenem äußeren Containment die Freisetzungen in die Umgebung erheblich reduziert. Der weitaus überwiegende Risikobeitrag – wenn man als „Risiko“ das Produkt aus Schadenshäufigkeit und Schadensausmaß betrachtet – stammt beim SNR-300 nicht von Kernzerstörungsunfällen. Zu 98 % wird das Risiko durch den Totalausfall der Kühlung des natriumgekühlten Brennelementlagers bestimmt. Dabei ist allerdings zu berücksichtigen, daß dieses Ergebnis stark durch sehr pessimistische Annahmen bei der Analyse dieses Ablaufs beeinflusst wird. Bei einer Freisetzung aus dem Brennelementlager ist zwar ein geringeres Schadensausmaß als bei Kernzerstörungsunfällen mit raschem Containmentversagen zu erwarten, doch wurden wesentlich höhere zu erwartende Häufigkeiten ermittelt.

Tab. 12:
Nuklidfreisetzung beim SNR-300

Freisetzungskategorie	Beschreibung	Zeitpunkt der Freisetzung [h]	Dauer der Freisetzung [h]	Höhe der Freisetzung [m]	Freigesetzte Energie [10 ⁶ kJ/h]	Häufigkeit der Freisetzung [1/a]	Freigesetzter Anteil des Kerninventars							
							Xe, Kr	J _{org}	NaJ	Cs, Rb	Te, Sb ¹⁾	Ba, Sr	La ²⁾	
1	Kernzerstörung, Versagen Drehdeckel und Zellenabdeckung, Überdruckversagen äußeres Containment	0	1	100	530	1 E-8	1	-	0,15	0,15	0,15	0,05	0,05	
							5,0 E-3	-	2,4 E-5	5,2 E-5	7,6 E-5	5,4 E-7	2,0 E-7	
2	Kernzerstörung, mechanisches Tankversagen, Aufangwanne defekt, keine Energieversorgung	0	1	10	-	-	2,2 E-1	2,2 E-3	1,5 E-2	3,0 E-2	1,7 E-2	1,8 E-4	1,5 E-4	
		22	1	100	-	15	2 E-7	2,6 E-3	6,1 E-3	3,0 E-4	5,9 E-3	1,2 E-4	1,2 E-4	
		25	1	100	-	15	-	5,2 E-3	6,7 E-3	-	5,5 E-3	1,4 E-4	1,4 E-4	
		33	2	100	-	-	-	7,4 E-5	7,4 E-7	8,8 E-6	1,6 E-5	7,9 E-6	9,3 E-8	9,0 E-8
3	Kernzerstörung, thermisches Tankversagen, ungefilterte Abluft	0	3	100	-	-	8,0 E-4	8,0 E-6	1,3 E-5	2,6 E-5	1,6 E-5	1,6 E-7	1,3 E-7	
		22	1	100	-	-	2 E-7	5,0 E-5	1,2 E-5	3,4 E-6	1,2 E-5	2,5 E-7	2,4 E-7	
		48	1	100	-	-	-	3,8 E-2	3,8 E-4	6,4 E-5	5,2 E-5	1,3 E-6	1,3 E-6	
		100	1	100	-	-	-	0,96	9,6 E-3	7,6 E-4	-	6,3 E-4	1,6 E-5	1,6 E-5
4	Kernzerstörung, thermisches Tankversagen, Containmentabschluss, keine Energieversorgung	2	1	10	-	-	6,2 E-3	6,2 E-7	4,6 E-10	8,3 E-10	6,0 E-10	5,6 E-12	4,4 E-12	
		10	1	10	-	-	3 E-7	6,2 E-3	6,2 E-7	4,6 E-10	8,3 E-10	6,0 E-10	5,6 E-12	4,4 E-12
		25	1	10	-	-	-	6,2 E-3	6,2 E-7	4,6 E-10	8,3 E-10	6,0 E-10	5,6 E-12	4,4 E-12
5	Kernzerstörung, thermisches Tankversagen	240	1	100	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
		320	1	100	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
							Freigesetzter Anteil des BE-Lagerinventars							
A	Kühlungsausfall naturumgeköhltes Brennelement-Lager	100	1	100	15	-	-	-	7,3 E-3	-	-	4,4 E-4	-	-
		102	1	100	15	-	4 E-5	-	3,5 E-2	2,2 E-2	4,1 E-3	1,1 E-9	1,1 E-10	
		130	2	100	-	-	-	-	1,0 E-2	9,0 E-3	9,0 E-3	1,2 E-2	5,7 E-6	5,7 E-7
		1300	1	100	-	-	-	1,0	-	-	-	-	-	-
B	Kühlungsausfall gasgekühltes Brennelement-Lager	140	3	100	-	10 ⁻³	0,5	5,0 E-5	5,0 E-6	5,0 E-6	5,0 E-7	5,0 E-10	-	
		200	2	100	-	-	-	0,5	5,0 E-5	5,0 E-6	5,0 E-6	5,0 E-7	5,0 E-10	-

¹⁾ enthält Se
²⁾ enthält Ru, Rh, Co, Mo, Tc, Y, La, Zr, Nb, Ce, Pr, Nd, Np, Pu, Am, Cm
 Schreibweise für Zehnerpotenzen: E-x bedeutet 10^{-x}

Tab. 13:
Nuklidfreisetzung beim DWR

Freisetzungskategorie (FK)	Beschreibung	Zeitpunkt der Freisetzung [h]	Dauer der Freisetzung [h]	Höhe der Freisetzung [m]	Freigesetzte Energie [10^6 kJ/h]	Häufigkeit der Freisetzung [1/a]	Freigesetzter Anteil des Kerninventars									
							Xe-Kr	J _{org}	J ₂ -Br	Cs-Rb	Te-Sb	Ba-Sr	Ru	La		
1	Kernschmelzen mit Dampfexplosion	1	1	30	540	$2 \cdot 10^{-6}$	1,0	$7,0 \cdot 10^{-3}$	$7,9 \cdot 10^{-1}$	$5,0 \cdot 10^{-1}$	$3,5 \cdot 10^{-1}$	$6,7 \cdot 10^{-2}$	$3,8 \cdot 10^{-1}$	$2,6 \cdot 10^{-3}$		
2	Kernschmelzen, großes Leck im Sicherheitsbehälter (Ø 300 mm)	1	3	10	15	$6 \cdot 10^{-7}$	1,0	$7,0 \cdot 10^{-3}$	$4,0 \cdot 10^{-1}$	$2,9 \cdot 10^{-1}$	$1,9 \cdot 10^{-1}$	$3,2 \cdot 10^{-2}$	$1,7 \cdot 10^{-2}$	$2,6 \cdot 10^{-3}$		
3	Kernschmelzen, mittleres Leck im Sicherheitsbehälter (Ø 80 mm)	2	3	10	1	$6 \cdot 10^{-7}$	1,0	$7,0 \cdot 10^{-3}$	$6,3 \cdot 10^{-2}$	$4,4 \cdot 10^{-2}$	$4,0 \cdot 10^{-2}$	$4,9 \cdot 10^{-3}$	$3,3 \cdot 10^{-3}$	$5,2 \cdot 10^{-4}$		
4	Kernschmelzen, kleines Leck im Sicherheitsbehälter (Ø 25 mm)	2	3	10	-	$3 \cdot 10^{-6}$	1,0	$7,0 \cdot 10^{-3}$	$1,5 \cdot 10^{-2}$	$5,1 \cdot 10^{-3}$	$5,0 \cdot 10^{-3}$	$5,7 \cdot 10^{-4}$	$4,0 \cdot 10^{-4}$	$6,5 \cdot 10^{-5}$		
5 ¹⁾	Kernschmelzen, Überdruckversagen, Ausfall des Störfallfilter	0 1 25	1 1 10	10 10 10	- - 200	$2 \cdot 10^{-5}$	$2,0 \cdot 10^{-2}$ $2,3 \cdot 10^{-1}$ $9,8 \cdot 10^{-1}$	$1,8 \cdot 10^{-2}$ $1,6 \cdot 10^{-4}$ $6,8 \cdot 10^{-3}$	$1,8 \cdot 10^{-5}$ $9,6 \cdot 10^{-4}$ $9,6 \cdot 10^{-3}$	$4,7 \cdot 10^{-2}$ $6,7 \cdot 10^{-4}$ $4,3 \cdot 10^{-4}$	$3,6 \cdot 10^{-2}$ $6,7 \cdot 10^{-4}$ $7,7 \cdot 10^{-4}$	$5,5 \cdot 10^{-9}$ $8,0 \cdot 10^{-5}$ $4,7 \cdot 10^{-5}$	$5,5 \cdot 10^{-5}$ $8,8 \cdot 10^{-6}$ $9,5 \cdot 10^{-6}$			
6 ¹⁾	Kernschmelzen, Überdruckversagen	0 1 25	1 1 10	100 100 10	- - 200	$7 \cdot 10^{-5}$	$2,0 \cdot 10^{-2}$ $2,3 \cdot 10^{-2}$ $9,8 \cdot 10^{-1}$	$1,8 \cdot 10^{-9}$ $1,6 \cdot 10^{-6}$ $6,8 \cdot 10^{-3}$	$1,8 \cdot 10^{-8}$ $9,6 \cdot 10^{-7}$ $9,6 \cdot 10^{-3}$	$4,7 \cdot 10^{-8}$ $6,7 \cdot 10^{-7}$ $4,5 \cdot 10^{-4}$	$3,6 \cdot 10^{-10}$ $6,7 \cdot 10^{-7}$ $7,7 \cdot 10^{-4}$	$5,5 \cdot 10^{-12}$ $8,0 \cdot 10^{-8}$ $4,7 \cdot 10^{-5}$	$5,5 \cdot 10^{-9}$ $8,8 \cdot 10^{-9}$ $9,5 \cdot 10^{-6}$			
7	Beherrscher Kühlmittelverluststufenfall, großes Leck im Sicherheitsbehälter	0	1	10	9	$1 \cdot 10^{-4}$	$1,7 \cdot 10^{-2}$	$3,7 \cdot 10^{-5}$	$5,3 \cdot 10^{-3}$	$1,3 \cdot 10^{-2}$	$2,5 \cdot 10^{-5}$	$2,5 \cdot 10^{-7}$	0	0		
8	Beherrscher Kühlmittelverluststufenfall	0	6	100	-	$1 \cdot 10^{-3}$	$4,6 \cdot 10^{-4}$	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,2 \cdot 10^{-8}$	$2,1 \cdot 10^{-8}$	$4,1 \cdot 10^{-11}$	$4,1 \cdot 10^{-13}$	0	0		

¹⁾ Da die Freisetzung über einen längeren Zeitraum erfolgt, werden die freigesetzten Anteile für drei Zeitintervalle getrennt angegeben.

Neben diesen relativ langsam ablaufenden Vorgängen wurden beim SNR-300 und DWR schnell ablaufende, mit hoher Energiefreisetzung verbundene Ereignisse untersucht, die rasch zur Zerstörung des Containments führen können. Die freigesetzten Aktivitäten verhalten sich dann etwa wie die Aktivitätsinventare von SNR-300 und DWR. Von den schwerflüchtigen Radionukliden wird beim SNR-300 ein größerer Anteil als beim DWR freigesetzt, da der Brennstoff während der Leistungsexkursion sehr hohe Temperaturen erreicht.

● Unfallfolgen

Frühschäden durch akute, tödlich verlaufende Strahlenkrankheit treten erst oberhalb bestimmter Schwellenwerte der Strahlenexposition auf. Solche Werte werden beim SNR-300 auch bei den schwersten Unfällen in der bewohnten Umgebung nicht erreicht. Diese Aussage ändert sich nicht, wenn Evakuierungsmaßnahmen in der Rechnung nicht berücksichtigt werden. Anhand von Bild 8 läßt sich das Risiko für somatische Spätschäden vergleichen.

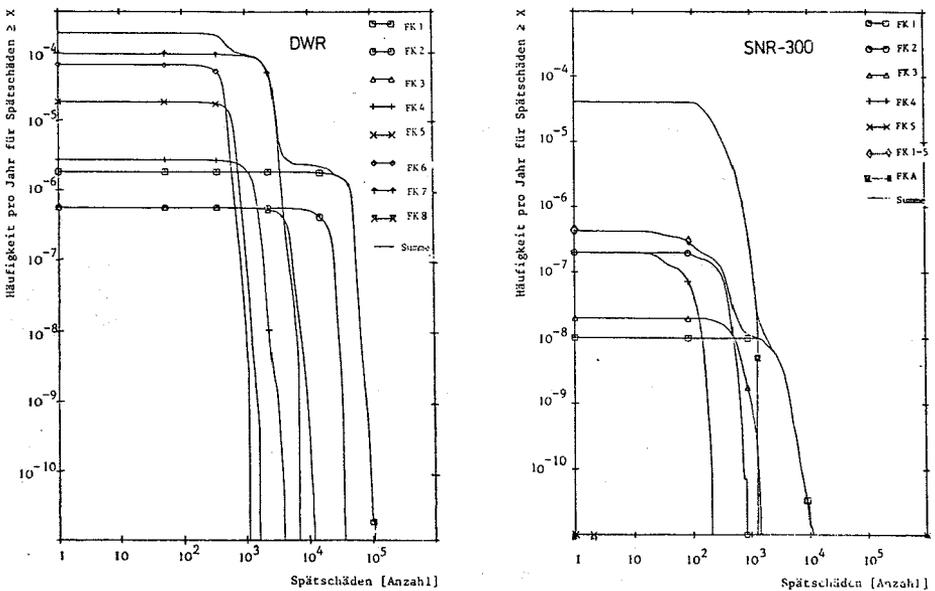


Bild 8:

Komplementäre Häufigkeitsverteilung für somatische Spätschäden bei DWR und SNR-300

● **Aussagesicherheit der Ergebnisse**

Um die Aussagesicherheit der Ergebnisse zu quantifizieren, wurden für die zu erwartenden Häufigkeiten der Freisetzungskategorien Streubreiten abgeschätzt. Diese Streubreiten liegen beim SNR-300 etwa um eine Größenordnung über den vergleichbaren Werten beim DWR. Hier schlägt sich nieder, daß eine „risikoorientierte“ Analyse für eine Prototypanlage im Errichtungsstadium zwangsläufig mit größeren Streubreiten verbunden ist als eine Analyse für eine fertige Anlage, mit der mehr Erfahrungen vorliegen.

Die Streubreiten der Unfallfolgenrechnungen wurden in der SNR-Studie nicht quantifiziert. Qualitative Abschätzungen lassen hier keinen entscheidenden Unterschied zur DWR-Studie erwarten.

Trotz der geringeren Aussagesicherheit zeigen die Ergebnisse, daß für den SNR-300 am Standort Kalkar sowohl die zu erwartende Häufigkeit schwerer Unfälle als auch das Schadensausmaß bei solchen Unfällen geringer sind als bei einem DWR, wie sie in der DWR-Studie ermittelt wurden.

Bei einer Bewertung der Ergebnisse beider Studien – und bei einem Vergleich der Ergebnisse – sind die Begrenzungen zu berücksichtigen, die sich zum Teil aus der Aufgabenstellung, zum Teil aus methodischen Problemen ergeben.

5. Begrenzungen der SNR-Studie

Aus der Aufgabenstellung ergaben sich die folgenden thematischen Begrenzungen der Studie¹⁾:

- Die Untersuchungen befaßten sich mit dem durch schwere Störfälle verursachten Risiko. Risiken, die sich aus dem bestimmungsgemäßen Betrieb oder aus weniger gravierenden Störfällen ergeben könnten, wurden nicht untersucht. Risiken durch Brennstoffkreislauf und Abfallbehandlung lagen außerhalb der Aufgabenstellung der SNR-Studie und werden daher nicht betrachtet.
- Ein möglicher Risikobeitrag durch Kriegseinwirkung wurde nicht untersucht, Risikobeiträge durch Sabotage wurden nur qualitativ diskutiert.
- Andere Einwirkungen von außen wurden daraufhin geprüft, ob sie einen signifikanten Risikobeitrag liefern. Detailliert untersucht wurden Einwirkungen durch Flugzeugabsturz und vor allem durch Erdbeben.
- Risikobeiträge durch anlageninterne Brände konnten – entsprechend dem Planungsstand der Anlage – nur qualitativ behandelt werden.
- Die SNR-Studie stützte sich an vielen Stellen auf Untersuchungen, die im Rahmen des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens vom Gutachter durchgeführt bzw. bestätigt wurden. Solche Untersuchungen sind nur dann nachvollzogen bzw. überprüft worden, wenn für die Risikostudie von anderen Voraussetzungen als im Genehmigungsverfahren ausgegangen wurde.

¹⁾ Methodische Begrenzungen gelten weitgehend in gleicher Weise auch für die „Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke“ und werden dort im vollständigen Bericht diskutiert. Da sie den Vergleich zwischen DWR und SNR-300 nicht entscheidend beeinflussen, werden sie hier nicht wiedergegeben.

Wegen der Aufgabenstellung der vorliegenden Studie und aufgrund der konkreten Situation des SNR-300 ergaben sich eine Reihe besonderer Aspekte, die zwar die Vergleichbarkeit der Ergebnisse nicht entscheidend beeinträchtigen, aber bei der Bewertung berücksichtigt werden müssen:

- Die Referenzanlage der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ ist das Kernkraftwerk Biblis-B, ein Druckwasserreaktor mit 1300 MW elektrischer Leistung. Bei Durchführung der Studie war die Anlage in Betrieb. Mit Druckwasserreaktoren liegen weltweit umfangreiche Betriebserfahrungen vor. Biblis-B wurde „stellvertretend“ für eine größere Anzahl von Kernkraftwerken untersucht, um eine Abschätzung des Unfallrisikos für alle Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland zu ermöglichen.

Die SNR-Studie hatte die Aufgabe, eine konkrete Anlage zu untersuchen. Dabei handelt es sich im Gegensatz zur Referenzanlage der DWR-Studie um eine Prototypanlage, die sich in der Errichtung befindet. Das Genehmigungsverfahren ist noch nicht abgeschlossen, wesentliche Anlagenteile sind noch nicht genehmigt und wichtige betriebliche Unterlagen (z.B. Betriebshandbuch, Wiederholungsprüfplan) liegen noch nicht vor.

Wo die durchgeführten Untersuchungen von konstruktiven Details abhingen, wurde – wenn nicht ausdrücklich erwähnt – der aktuelle Planungsstand zugrunde gelegt. Sofern noch nicht festgelegte betriebliche Vorschriften von Bedeutung waren – z.B. geplante Handmaßnahmen zur Beherrschung von Störfällen, Intervalle für Wiederholungsprüfungen – wurde von Annahmen ausgegangen, die nach den Erfahrungen mit anderen Kernkraftwerken als realistisch zu betrachten sind.

- In der DWR-Studie wurde für die Freisetzungskategorie 1, die zu den höchsten Aktivitätsfreisetzungen führt, eine zu erwartende Häufigkeit von $2 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr abgeschätzt. In der SNR-Studie wurden auch Ereignisabläufe mit wesentlich geringerer zu erwartender Häufigkeit detailliert behandelt. Die Auswirkungen von Ereignisabläufen, für die eine zu erwartende Häufigkeit von weniger als 10^{-9} pro Jahr abgeschätzt wurde, sind jedoch nicht mehr quantitativ untersucht worden. Die Untersuchungen lassen aber darauf schließen, daß sich selbst bei Ereignisabläufen mit noch geringerer zu erwartender Häufigkeit keine drastische Erhöhung der Auswirkungen ergeben würde.

6. Spezielle Probleme

Bei der Bewertung der Ergebnisse treten eine Reihe von grundsätzlichen Fragen auf, die im folgenden kurz diskutiert werden. Diese Fragen betreffen zum Teil Risikoanalysen allgemein, zum Teil stehen sie im Zusammenhang mit dem besonderen Charakter einer „risikoorientierten“ Analyse für eine Prototypanlage.

● Menschliche Einflüsse

Trotz weitgehender Automatisierung der Abläufe in Kernkraftwerken können Situationen auftreten, in denen der Einfluß menschlicher Handlungen bedeutsam sein kann. In den Zuverlässigkeitsuntersuchungen wird dies insoweit berücksichtigt, wie durch geplante Eingriffe die Beherrschung von Störfällen beeinflusst wird. Nichtgeplante Ein-

griffe des Betriebspersonals werden nicht berücksichtigt. Sie können sich vornehmlich auf die Häufigkeit von Ereignisabläufen, und zwar sowohl positiv als auch negativ, auswirken.

Die Auswertung aufgetretener Störungen (Transienten) in Kernkraftwerken weist darauf hin, daß sie überwiegend durch technische Ursachen und nicht durch Fehlhandlungen ausgelöst werden. Keine dieser Fehlhandlungen führte zu Ereignisabläufen, die nicht in der Auslegung der Anlage berücksichtigt waren.

Die Erfahrung zeigt weiterhin, daß Betriebsstörungen meistens abgefangen wurden, bevor es zur Schnellabschaltung kam. Fehlhandlungen im Verlauf von Betriebsstörungen, deren Auswirkungen durch die automatischen Schutzeinrichtungen korrigiert werden mußten, traten in weniger als 10 % aller untersuchten Fälle auf. Auch hier führten Fehlhandlungen in keinem Fall zu Ereignisabläufen, die nicht in die Auslegung des jeweiligen Kernkraftwerks eingegangen waren.

Folgende Gesichtspunkte sind bei der Bewertung menschlicher Eingriffe zu berücksichtigen:

- In der Studie wurde anhand von Betriebserfahrungen aus anderen Reaktoren eine zu erwartende Schnellabschalthäufigkeit von 12/a abgeschätzt. Diese Zahl enthält auch die durch menschliche Fehlhandlungen ausgelösten Abschaltungen. Fehlhandlungen bei Wartung und Test von sicherheitstechnischen Einrichtungen wurden in den jeweiligen Zuverlässigkeitsanalysen berücksichtigt.
- Die zur Beherrschung von Störfällen nötigen Schutzeinrichtungen sind so ausgelegt, daß der selbsttätige Ablauf von Maßnahmen (Abschaltung, Nachwärmeabfuhr) über einen Zeitraum von 30 Minuten gewährleistet wird. Erst danach können unter Umständen zur langfristigen Beherrschung von Störfällen Eingriffe des Betriebspersonals, die im Betriebshandbuch festgelegt werden, notwendig sein. Werden Schutzeinrichtungen bei Störfällen angefordert, so stellen Vorrangschaltungen sicher, daß Aktionen, die durch den Reaktorschutz ausgelöst werden, nicht durch Handeingriffe unterbunden werden können. Soweit Hilfssysteme in der Zuverlässigkeitsanalyse Berücksichtigung finden, wurden auch die entsprechenden Handmaßnahmen mit bewertet.
- Beim SNR-300 laufen viele Störfälle so langsam ab, daß genügend Zeit zur Störfallerkennung verbleibt und aus der Anzeige von Betriebsparametern in der Warte eindeutig auf Störfallursachen geschlossen werden kann. In solchen Fällen wurden in der Studie Handmaßnahmen berücksichtigt.
- Geplante und ungeplante Handeingriffe können zu keinen grundsätzlich neuen Ereignisabläufen führen. Für Einleitung und Ablauf einer Kernzerstörung ist es nicht entscheidend, ob bei der Auslösung fehlerhafte menschliche Eingriffe beteiligt waren.

Zusammenfassend ist festzustellen, daß menschliche Fehlhandlungen nicht zu Ereignisabläufen führen können, deren Auswirkungen nicht durch andere in der SNR-Studie behandelte Abläufe abgedeckt sind. Menschliche Fehlhandlungen können letztlich nur die Häufigkeit bestimmter Ereignisabläufe, die zur Kernzerstörung führen, beeinflussen. Aufgrund der zur Verfügung stehenden Unterlagen nach dem derzeitigen Planungsstand kann man davon ausgehen, daß der Beitrag des menschlichen Einflusses zu der zu erwartenden Häufigkeit von Unfällen, die zur Kernzerstörung führen, innerhalb der ermittelten Bandbreiten der Aussagesicherheit liegt.

● **Vollständigkeit**

Einer der wesentlichen Schritte in der SNR-Studie ist die Erfassung aller risikorelevanten Ereignisabläufe. In erster Linie sind dies Ereignisse, die zur Kernzerstörung und weiterhin über Tankzerstörung zu Freisetzungen in die Umgebung führen. Da der Nachweis der vollständigen Erfassung aller Ereignisabläufe grundsätzlich nicht möglich ist, erhebt sich die Frage, ob nicht Abläufe, die dominant zum Risiko beitragen, übersehen worden sind.

Für die Erfassung der relevanten Ereignisabläufe kommt es nicht darauf an, Vollständigkeit im Sinne einer detaillierten Untersuchung aller denkbaren Abläufe anzustreben, was ohnehin nicht durchführbar ist. Es geht vielmehr darum, Vollständigkeit im Sinne der Abdeckung möglicher Folgen unter Berücksichtigung der zu erwartenden Häufigkeiten zu erreichen. Durch die systematische Vorgehensweise ist hierfür eine hohe Sicherheit gegeben.

● **Ausfälle durch gemeinsame Ursache (Common-Mode-Ausfälle)**

Neben unabhängigen Zufallsausfällen von Komponenten sind voneinander abhängige Ausfälle in Betracht zu ziehen. Gründe dafür können Fehler bei Planung oder Konstruktion sein oder gemeinsame Ursachen während des Betriebs. Um Common-Mode-Ausfälle möglichst unwahrscheinlich zu machen, verwendet man erprobte Konstruktionen, Standardisierung, redundante und diversitäre Systeme, räumliche Trennung, Qualitätskontrolle bei Planung, Herstellung und Betrieb etc. Beim SNR-300 als einer Prototypanlage wird das Ergebnis der Zuverlässigkeitsanalyse stärker durch Common-Mode-Ausfälle bestimmt als beim DWR, für den mehr Betriebserfahrung vorliegt.

● **Datenbasis**

Um die bei der Ereignisablaufanalyse ermittelten Abläufe quantitativ bewerten zu können, ist es erforderlich, den darin angeforderten Funktionen Wahrscheinlichkeiten für Versagen oder Nichtversagen zuzuordnen.

Die zu erwartenden Häufigkeiten bestimmter auslösender Ereignisse werden bei bestehenden Anlagen überwiegend von Beobachtungen abgeleitet. In der SNR-Studie ist dies nicht möglich, da die Anlage noch nicht in Betrieb ist. Deswegen müssen Beobachtungen von anderen natriumgekühlten Brutreaktoren oder von anderen Reaktortypen herangezogen werden.

Die Wahrscheinlichkeiten für das Versagen von Systemfunktionen werden mit Hilfe der Zuverlässigkeitsanalyse ermittelt. Die dafür nötigen Zuverlässigkeitskenngrößen können nicht aus der Betriebserfahrung mit dem SNR-300 abgeschätzt werden, sondern sind aus den Betriebserfahrungen gleicher oder ähnlicher Komponenten unter vergleichbaren Einsatzbedingungen zu ermitteln. Bei der Übertragung solcher Daten wurde dies durch pessimistische Vorgehensweise berücksichtigt.

● **Expertenschätzung**

Da in Risikoanalysen äußerst seltene Ereignisse in technischen Grenzgebieten behandelt werden, ist die Einbeziehung von Expertenschätzungen unverzichtbar. Eine Teilaufgabe der SNR-Studie, in der besonders auf Expertenschätzungen zurückgegriffen werden mußte, ist die Abschätzung der Wahrscheinlichkeit bestimmter Auswirkungen von Kernzerstörungsunfällen. Dies dient u.a. dazu, den Grad an Konservativität der Analysen, die zur Festlegung der Grenzbelastungen der Tanksysteme des SNR-300 führten, zu quantifizieren.

Verlauf und Auswirkungen von Kernzerstörungsunfällen werden durch eine Anzahl von Rechenodes beschrieben, wobei Parameter erheblichen Einfluß haben können. Eine exakte Nachbildung sämtlicher Einzelphänomene ist nicht möglich. Daher muß auf vereinfachte Modelle, empirische Beziehungen und auf subjektives Urteil zurückgegriffen werden.

Um sowohl für die bestmögliche Festlegung wesentlicher Parameter als auch für die Quantifizierung der Unsicherheiten die Erfahrung von Wissenschaftlern und die experimentellen Befunde charakteristischer Schlüsselparameter zu nutzen, wurde bei der Ermittlung der bedingten Wahrscheinlichkeit für die Freisetzung mechanischer Energie als Folge eines Kernzerstörungsunfalls internationales Expertenurteil miteinbezogen. Dadurch konnte der Erfahrungsschatz genutzt werden, der sich weltweit in Forschungseinrichtungen in den USA, der Bundesrepublik Deutschland, in Japan und Frankreich angesammelt hat. In Forschungseinrichtungen dieser Länder werden Verlauf und Auswirkungen von Kernzerstörungsunfällen seit vielen Jahren untersucht.

● **Kleine Wahrscheinlichkeiten**

Die in der SNR-Studie ermittelten zu erwartenden Häufigkeiten wichtiger Ereignisabläufe, die zur Kernzerstörung führen, liegen durchweg zwischen $10^{-6}/a$ und $10^{-8}/a$. Diese extrem kleinen Werte sind auf die hohe Zuverlässigkeit der Abschaltvorrichtungen zurückzuführen.

Derart hohe Systemzuverlässigkeiten können aus Beobachtungen allein an Reaktoren nicht nachgewiesen werden; sie werden aber in anderen Bereichen der Technik gefordert und auch erreicht. So wird beispielsweise für vitale Systeme von Verkehrsflugzeugen (z.B. Fahrgestell, Schubumkehrvorrichtungen, Blindlandesysteme) eine Ausfallwahrscheinlichkeit von $10^{-9}/h$ gefordert.

Statistische Daten über die jüngste Generation von strahlgetriebenen Verkehrsflugzeugen weisen einige Millionen Flugstunden ohne Unfall aus. Daraus läßt sich ableiten, daß die Summe der Versagenswahrscheinlichkeiten einer größeren Anzahl von Systemen zwischen $10^{-6}/\text{Anforderung}$ und $10^{-7}/\text{Anforderung}$ liegt. Eine Versagenswahrscheinlichkeit von $10^{-7}/\text{Anforderung}$ oder weniger für Einzelsysteme wird hier also nachweisbar erreicht.

Risk-Oriented Analysis of the SNR-300

Summary

Content

	Page
1. Charter of the Study	49
2. Methodology of the Risk Analysis	49
3. Systems Analysis	51
3.1 Analysis of Accident Sequences (plant internal causes)	51
3.2 Accident Analysis	59
3.3 Release of Radionuclides	69
3.4 Spent Fuel Storage	73
3.5 External Events	73
3.6 Expected Frequencies of Accident Sequences	75
3.7 Accident Consequences	78
4. Comparison of Risk SNR-300 – PWR	80
5. Limitations of the SNR-Study	86
6. Special Problems	87

Figures and Tables

	Page
Fig. 1: Steps for the plant systems investigations of the risk analysis	49
Fig. 2: Initiating events for core destruction (groups 1-6)	52
Fig. 3: Event sequences for plant internal accident initiating events	54
Fig. 4: Reactor tank and its equipment	60
Fig. 5: Core catcher cooling system	63
Fig. 6: SNR-Containment system	65
Fig. 7: CCDF for earthquake intensity at site Kalkar	74
Fig. 8: Complementary cumulative distribution function of frequencies for somatic late fatalities at PWR and SNR-300	85
Table 1: Expected frequencies of initiating events	56
Table 2: Initiating events for core destruction	58
Table 3: Subjective excess probability for mechanical energy release (based on an expert questioning)	61
Table 4: Conditional probability of tank failure modes at the initiating events UKDS, UWVA and ANWA	62
Table 5: Compilation of containment scenarios	67
Table 6: Coordination between containment scenarios and release categories	70
Table 7: Release categories, SNR-300	72
Table 8: Expected frequencies of earthquake induced systems failures	75
Table 9: Listed frequencies of accident sequences	77
Table 10: Expected frequencies per year of the release categories 1 to 5	76
Table 11: Estimate uncertainties of expected frequencies concerning release categories 1 to 5	78
Table 12: Release categories for the SNR-300	82
Table 13: Release categories for the PWR	83

1. Charter of the Study

The Federal Minister for Research and Technology awarded a contract to Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) on August 11, 1981, to perform a "Risk-Oriented Analysis of the SNR-300", according to a recommendation of the factfinding committee on "Future Nuclear Energy Policy" of the 8th German Federal Parliament.

As subcontractors of GRS or in cooperation with GRS, a number of competent institutions and persons have participated in the study, e.g. Kernforschungszentrum Karlsruhe, Ingenieurbüro König & Heunisch, Frankfurt/M. and Prof. Dr. Ahorner of the seismological station of the University of Köln. In connection with the analysis of core destructive accidents 18 experts from West Germany and foreign countries answered a questionnaire related to certain phenomena of the accident sequence.

2. Methodology of the Risk Analysis

It is the purpose of risk analyses to determine possible consequences of releases of radioactive material beyond releases in controlled accidents, and to estimate their expected frequencies of occurrence. Figure 1 shows the individual steps of the plant internal investigations performed in the risk analysis.

The comprehension of initiating events can be based to a large extent on the licensing procedure. There, too, it has to be determined which events, under certain circumstances (particularly in the case of safety systems failure), could lead to releases of radioactive material into the environment. Additionally, in a risk analysis the expected frequency of initiating events has to be estimated or determined quantitatively.

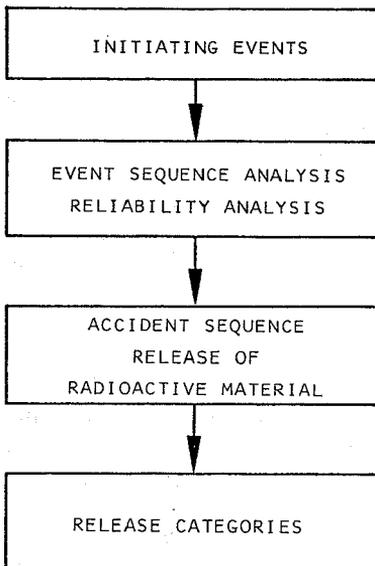


Fig. 1:
Steps for the plant systems
investigations of the risk analysis

Starting from an initiating event, various event sequences are possible, depending on the success or failure of required safety systems. In a risk analysis the expected frequencies of occurrence of such event sequences have to be determined. Besides the expected frequencies of initiating events, the failure probabilities of systems necessary to cope with accidents must be determined. For highly reliable systems the conditional probabilities of success or failure normally can not be determined by observations. Their determination requires the use of fault tree analyses.

In this context, emphasis should be placed on the fact, that the SNR-300 is under construction. Some details influencing the reliability of systems could only be assessed on basis of expected specifications. In the evaluation of expected frequencies, expert opinions have been included in many places, being evidenced as such in the study.

In the "German Risk Study" (PWR-study) which had estimated the risk of a pressurized water reactor of the Biblis-B type, the first two steps of the analysis mainly served the purpose to quantify the expected frequency of a core meltdown. For the SNR-300 a more detailed examination was required. The core can melt slowly – without mechanical energy release – or it can be destroyed by a rapid nuclear excursion. This may lead to a release of certain amounts of mechanical energy. The totality of all these possible event sequences is subsumed in the analysis under the term "core destruction".

In the first two steps of the SNR-study the modes of core destructions and their expected frequencies of occurrence have been determined, as well as the essential plant parameters at the onset of a core destruction. In a subsequent step it has been determined, in which way and with what probability the "outer" activity barriers (reactor tank, containment) may fail to such a degree, that considerable amounts of radioactive material will be released into the environment.

The SNR-300 is equipped with active systems and passive structures, which can prevent dangerous releases of radioactive material into the environment even after a core destruction accident. Releases of radioactive material relevant in a risk analysis may only occur in case of partial or total failure of these devices. For these cases possible accident sequences have been investigated in the analysis.

Analogous to the PWR-study similar accident sequences in the SNR-300 have been combined into release categories. Essential criteria for the association with the individual release categories are the failure modes of the containment and of the reactor tank.

As in the PWR-study expected frequencies of occurrence for the release categories have been determined. Taking into account the frequencies and release modes of the individual categories as well as a number of site relevant meteorological conditions, the population distribution in the vicinity of the site, and countermeasures, radiation exposures and their consequences as well as the expected frequencies of occurrence of radiation health effects have been determined. Since subjective estimates enter the study in many places, all frequencies and probabilities indicated in the study have to be considered as being subjective.

3. Systems Analysis

3.1 Analysis of Accident Sequences (plant internal causes)

The radionuclides – fission and activating products – representing the main hazards of a nuclear power plant are separated from the environment by means of several staggered enclosures, so-called activity barriers. Of these, the main ones are:

- the crystal structure of the fuel,
- the fuel rod cladding,
- the coolant boundary of the primary system,
- the containment enclosing the entire primary system.

Like any nuclear power plant, the SNR-300 is equipped with highly reliable safety devices preventing the damage of activity barriers in case of accidents. The risk analysis has to investigate conditional failure probabilities of safety devices in case of accidents as well as the subsequent modes and expected frequencies of releases of radioactive material into the environment. Besides the activity inventory inside the core, radioactive material in other locations inside the plant has to be considered, particularly in the spent fuel storage pools.

However, the predominant part of the activity inventory of the SNR-300 is inside the reactor core. The investigations therefore concentrated on accidents concerning the reactor core. In addition, potential activity releases from the spent fuel storage pools have been investigated.

More than 95 % of the activity inventory inside the reactor core are bound by the crystal structure of the fuel or of the breeding material, respectively. The prevalent part of the radioactive material may only be released if the fuel will be overheated and, particularly, in cases of collapse of the crystal structure, i.e. in case of meltdown of the fuel.

By means of a fault tree, figure 2 presents events which may initiate a core destruction. These “initiating events for core destruction” already represent a severely disturbed reactor state.

The core can be destroyed either by a rapid nuclear power excursion or by slow meltdown. Core destruction caused by a nuclear power excursion can only occur, if a disturbance adds significant reactivity within a short time interval and the reactor fails to scram. In this case, power increases rapidly until the excursion is limited by inherent physical mechanisms – especially temperature dependent reactivity feedback of the fuel or core disassembly.

There are three potential causes for such reactivity increases, namely

● Displacement of sodium from the core

As the sodium void coefficient is positive in the SNR-300, the displacement of liquid sodium leads to an increase of reactivity.

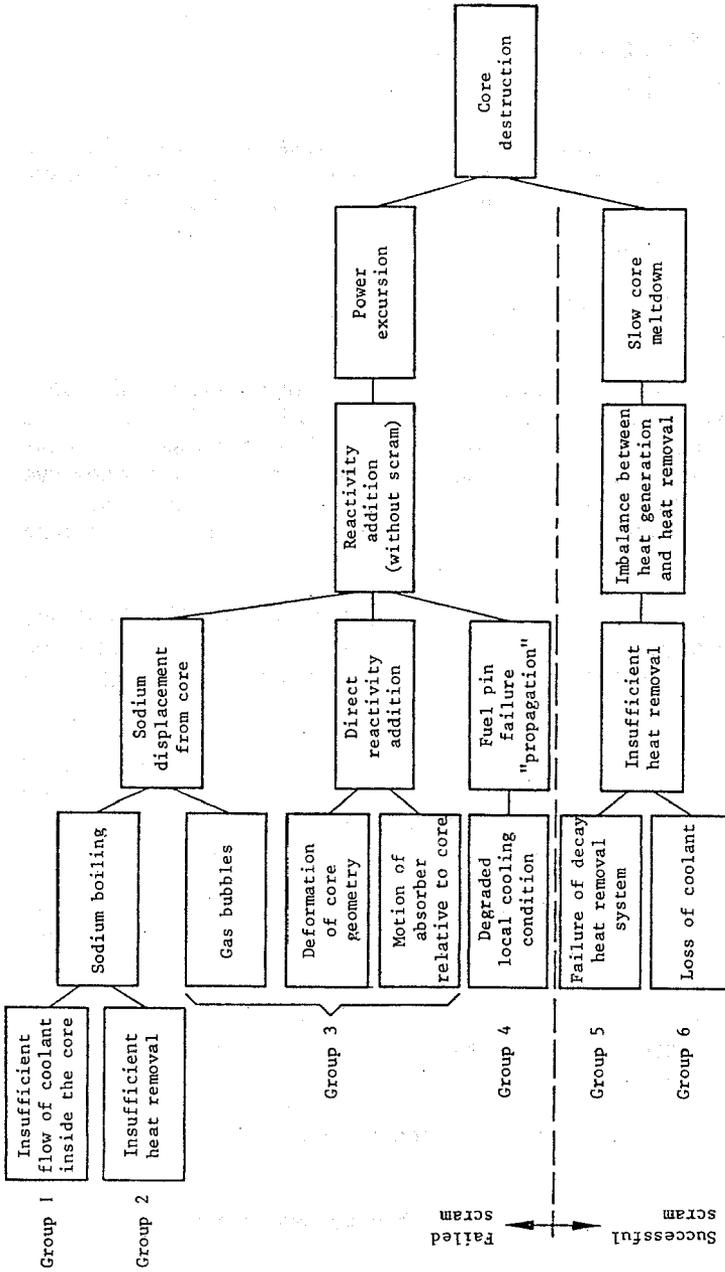


Fig. 2: Initiating events for core destruction (groups 1-6)

● **Direct reactivity addition**

It may be initiated by a deformation of the core geometry or by relative motions between core and absorbers.

● **Fuel rod failure propagation**

If the failure of one or of several fuel rods propagates to surrounding fuel rods, the dislocation of nuclear fuel or the release of fission gas, for instance, may lead to an increase of reactivity in the core. Degraded local cooling conditions due to a spontaneous failure of fuel rod cladding or blockage of the coolant flow due to impurities or obstacles may be considered to be the initiating event for such a fuel rod failure propagation.

Possible causes for the displacement of sodium from the core are gas bubbles in the core area, and sodium boiling. The entrance of gas bubbles into the core is mainly prevented by passively acting structures.

The prevention of sodium boiling requires, however, active measures. Sodium boiling may occur in case of insufficient cooling of the core or an insufficient heat removal to the heat sink, combined with a failure of reactor scram. Sodium boiling due to a reduction of the system's pressure below the boiling pressure is impossible with the SNR-300 design due to the high boiling temperature of the coolant.

As illustrated in figure 2, the core could also start to meltdown after a reactor scram if an imbalance between the decay heat generated in the core, and the heat removed from the primary circuit persists over an extended period of time. Possible causes are:

- loss of active and passive decay heat removal capability without loss of coolant,
- loss of decay heat removal capability under loss of coolant.

In the SNR-study six groups of initiating events for core destruction have been identified according to figure 2:

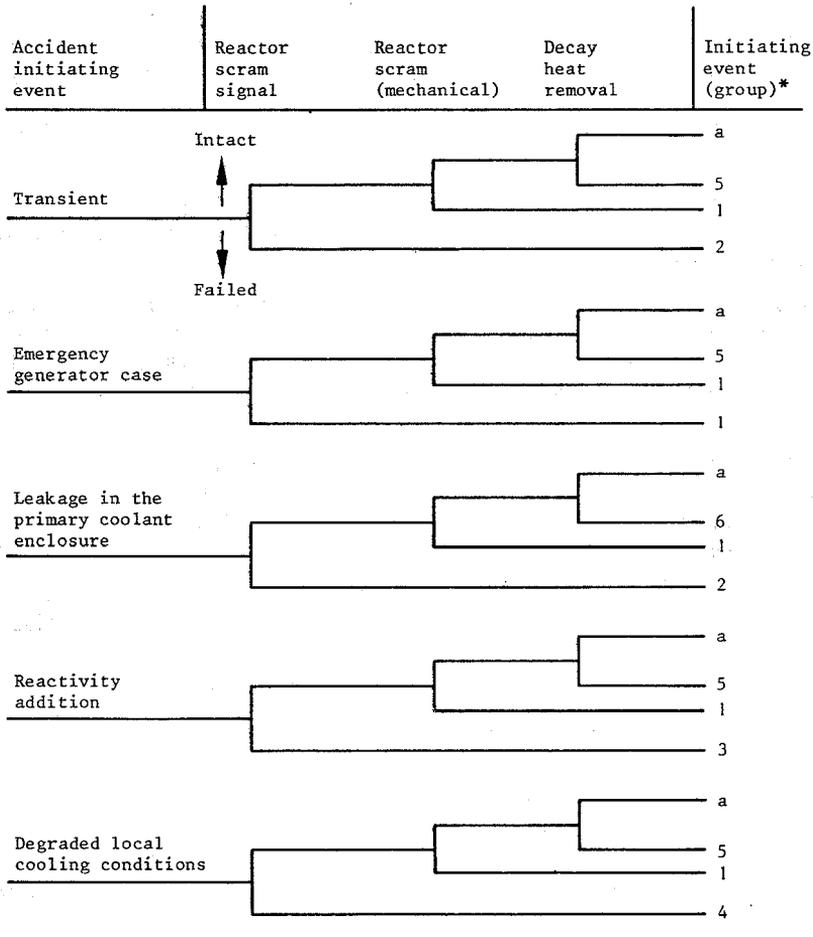
- Group 1: Insufficient flow of coolant inside the core without scram (UKDS)
- Group 2: Insufficient heat removal without scram (UWVA)
- Group 3: Direct reactivity addition (URZ)
- Group 4: Fuel rod failure propagation (PPS)
- Group 5: Failure of the decay heat removal system with scrammed reactor (ANWA)
- Group 6: Loss of coolant and failure of the decay heat removal system with scrammed reactor or coolant level below the emergency level and failure of the immersion cooling system, respectively (UNVT)

Groups 1 to 4 may lead to a rapid power excursion, groups 5 and 6 to slow core meltdown.

By the above defined six groups all conceivable initiating events potentially leading to core destruction are taken into account. Each of these core destruction initiating events itself can be caused by various accident initiating events. The analysis investigated the various modes under which accident initiating events can lead to one of the core destruction initiating events. Expected frequencies of such sequences have been determined.

Even external accident initiating events may only then result in a destruction of the core, if they end up in one of the six initiating events for core destruction. The expected frequency of a core destruction by "external events" has been investigated separately.

In the licensing procedure of the SNR-300 accident initiating events have been investigated systematically. Based on these analyses five classes of accident initiating events have been defined. They comprise all conceivable individual accident initiating events (figure 3).



*)

- a: No core destruction
- 1: Insufficient flow of coolant inside the core (UKDS)
- 2: Insufficient heat removal (UWVA)
- 3: Immediate reactivity supply (URZ)
- 4: Fuel rod failure propagation (PPS)
- 5: Failure of decay heat removal system (ANWA)
- 6: Coolant below emergency level, and failure of immersion cooling system (UNVT)

Fig. 3:
Event sequences for plant internal accident initiating events

All accident initiating events which are not treated separately in one of the other classes are subsumed in the class "transient". When determining the reliability of the required safety systems, distinctions had to be made between various disturbances. The availability of the decay heat removal systems, for instance, is impaired if an accident initiating event already causes the failure of one of the main cooling loops.

The "emergency generator case" (loss of off site electric power and failure of internal ac-power supply) is treated as a separate class, since in this case several safety systems are affected simultaneously.

"Leakage in the coolant boundary" is also treated as a separate class, since it may require reactions of the safety systems other than for transients or disturbed conditions in an intact primary system.

The class "reactivity addition" comprises all accident initiating events, which may lead to a direct increase of the reactor power, although the core cooling and the primary heat removal are functioning as designed for the time being.

The class "degraded local cooling conditions" differs from the other classes since this initiating event does not affect the whole reactor core, but only one or several individual fuel rods or one individual fuel element, respectively.

The SNR-300 is equipped with safety systems capable of keeping the plant in a safe state even in case of transients or other disturbances. Thus, damages of the activity barriers are prevented. These devices are described in chapter 2 of the SNR-study.

The most important systems to prevent core destruction are the reactor shutdown and the decay heat removal systems. If these systems fail or if the accident cannot be brought under control by them, core destruction may result. Figure 3 shows the event trees for core destruction initiating events which may result from a failure of these engineered safeguards.

Concerning the reactor shutdown system, failure of the signal – to be released either automatically by the reactor protection system, or manually – has to be distinguished from failure of mechanical parts of the scram system. These two failure modes lead to different event sequences. A failure of the signal also affects other systems. Among other things, the automatic shut off of the main coolant pumps will fail. According to design this shut off is triggered when the reactor is scrammed.

If the signal fails after occurrence of a transient neither a reactor scram nor a pump shutdown will be triggered. The plant therefore remains in the operating state. If the heat removal capability is impaired by the transient, the temperature in the primary system begins to rise. If the power will not be reduced by shutdown of the reactor – either manually or by inherent physical effects in the reactor core – temperatures in the primary system may reach values, which cause a failure of the main coolant pumps within about 30 minutes. In this case the coolant flow inside the core breaks down, and sodium within the reactor core begins to boil. The power excursion caused by the sodium boiling leads to core destruction. The initiating event described in such a manner is designated as "insufficient heat removal without scram" (UWVA). It corresponds to group 2 in figure 2.

An "insufficient flow of coolant inside the core" (UKDS, group 1) may be initiated by the following event sequence: The reactor protection system releases a reactor scram signal which also triggers shut off of the main coolant pumps. The pumps are shut

off as designed but both reactor scram systems fail mechanically, i.e., in spite of the scram signal no absorber rod of the scram system or only a too small number of them will drop into the reactor core and no absorber of the second scram system will be drawn into the core. This condition leads to sodium boiling within a few seconds, followed by a power excursion and thus to core destruction. This initiating event may arise from all classes of accident initiating events.

If the reactor is shut down automatically or manually, the further produced decay heat has to be removed. If decay heat removal fails, the scrambled reactor core gradually heats up and begins to melt down slowly. Such a core destruction initiating event is designated as "failure of the decay heat removal system with scrambled reactor" (ANWA, group 5).

Further core destruction initiating events, represented by the groups 3 ("direct reactivity additon"), 4 ("fuel rod failure propagation") and 6 ("coolant below emergency level and failure of immersion cooling system"), can be triggered only by certain accident initiating events. As the contribution of these groups to the results of the analysis is insignificant, one desists from explaining the diagrams in more detail.

The expected frequencies of events initiating core destruction have been determined by means of reliability analyses. These analyses are described in detail in chapter 5 of the SNR-study. The most important results are listed in table 1. The expected frequencies indicated in this context do not include any contribution by external events.

Table 1:
Expected frequencies of initiating events

Initiating event group	Accident initiating event	Frequency	Failed system function	Conditional probability	Initiating event frequency
1	Transient	12/a	Reactor scram (mechanical)	10^{-7}	$1.2 \cdot 10^{-6}/a$
2	Transient	12/a	Scram signal Rod insertion	10^{-7} 10^{-1}	$1.2 \cdot 10^{-7}/a$
5	Emergency generator case	0.07/a	NWA active NWA passive	10^{-4} 10^{-2}	$7 \cdot 10^{-8}/a$
	Disturbance in the main cooling circuit (steam generator failure)	1/a	NWA active NWA passive	$1.5 \cdot 10^{-2} \cdot 5 \cdot 10^{-4}$ 10^{-2}	$8 \cdot 10^{-8}/a$
	General NWA-case	11/a	NWA active NWA passive	$1.7 \cdot 10^{-3} \cdot 5 \cdot 10^{-4}$ 10^{-2}	$10^{-7}/a$
Sum 5		12/a			$3 \cdot 10^{-7}/a$

The table presents for the groups 1, 2 and 5 the expected frequencies of accident initiating events and the conditional failure probabilities of systems, the failure of which leads to core destruction.

Dominant accident initiating events for groups 1 and 2 are general transients, estimated to occur 12 times a year. With an estimated conditional failure probability of 10^{-7} per year of the mechanical part of the scram system, an expected frequency of $1.2 \cdot 10^{-6}$ per year is obtained for group 1.

In group 2, it is possible to cope with the transient by means of rod insertion, even if the scram signal fails. The probability of this measure being not successful as well is estimated at 10^{-1} . For group 2-events an expected frequency of $1.2 \cdot 10^{-7}$ per year has been obtained.

In group 5 differences have been made between the accident initiating events emergency generator case, steam generator failure, and the general NWA-case¹⁾ which covers all other transients. In the first two cases the availability of the active NWA-systems is lower than it is in the general NWA-case, as the function of these systems is impaired by the accident initiating event.

In the SNR-300, decay heat can even be removed if all active NWA-systems fail. This "passive NWA capability" due to the assumptions of the study requires, that at the latest several hours after failure of the active cooling systems, air flaps in the immersion cooling system will be opened manually. For the failure of this measure a conditional probability of 1 % has been estimated. An expected frequency of $3 \cdot 10^{-7}$ per year has been estimated for this core destruction initiating events (group 5). This value comprises a small contribution from group 6.

Table 2 lists expected frequencies of core destruction initiating events and the essential states of the plant at the onset of core destruction. For the "insufficient flow of coolant inside the core without scram" (UKDS) an expected frequency of $1.2 \cdot 10^{-6}$ per year has been estimated. Sodium temperature and sodium level are in the range of nominal values at the onset of core destruction. This initiating event is expected to occur with the highest frequency in comparison to those of the other event groups. Therefore it has been treated in the analysis of core destruction (accident analysis) as the basic case.

In case of "insufficient heat removal without scram" (UWVA) the sodium reaches a temperature of more than 650 °C when core destruction occurs. As far as this fact has a significant effect on the accident sequence, this initiating event (UWVA) has been treated separately in the accident analysis.

In case of the initiating events "immediate reactivity supply" (URZ) and "fuel rod failure propagation" (PPS) sodium temperature and level do not differ essentially from operating conditions at the outset of core destruction. These initiating events are treated in common with group 1 (UKDS) events in the accident analysis. The expected frequency of occurrence of group 1 will practically not be increased by group 3 (URZ) and group 4

¹⁾ NWA = decay heat removal

Table 2:
Initiating events for core destruction

Initiating event Group	Reactor not scrambled				Reactor scrambled	
	UKDS	UWVA	URZ	PPS	ANWA	UNVT
Section in the SNR-study	1 4.2.1	2 4.2.2	3 4.2.3	4 4.2.4	5 4.2.5	6 4.2.6
Frequency/year *)	$1.2 \cdot 10^{-6}$	$1.2 \cdot 10^{-7}$	$< 10^{-7}$	$\ll 10^{-6}$	$3 \cdot 10^{-7}$	
Conditions different from operating conditions	Sodium temperature Sodium level		high			
					high Top of reactor core	

*) without external impacts

UKDS: Insufficient flow of coolant inside the core

UWVA: Insufficient heat removal

URZ: Immediate reactivity supply

PPS: Fuel rod failure propagation

ANWA: Failure of decay heat removal system

UNVT: Coolant below emergency level, and failure of immersion cooling system

(PPS). Possible consequences of group 3 and 4 events are covered by those of group 1. The estimation of the expected frequencies concerning groups 3 and 4 is explained in chapter 4 of the SNR-study.

The expected frequency of initiating events leading to a slow meltdown of the core with scrammed reactor is dominated by the expected frequency of the "failure of decay heat removal" (ANWA). The process data being important for the accident analysis at the onset of a core destruction – high sodium temperature and low sodium level – do not differ significantly when comparing a group 6 event (UNVT) and the initiating group 5 event (ANWA). Because of its dominating expected frequency, the ANWA (group 5) has been taken as the representative case for a core destruction with scrammed reactor. For the expected frequency of groups 5 and 6 together, a value of $3 \cdot 10^{-7}$ per year has been obtained.

3.2 Accident Analysis

The accident analysis deals with event sequences following a core destruction. The SNR-300 is equipped with devices, capable to enclose molten core material even after the core destruction. This containment system is described in chapter 2 of the SNR-study. Radioactive material, which would be released from the fuel into the primary coolant system in case of a core destruction, can be retained inside the plant almost completely.

In the risk analysis the circumstances and the conditional probability have been investigated, under which the containment system may fail after a core destruction in such a way that a larger amount of radioactive material will be released into the environment. Subsequently, the extent of a radioactivity release following the core destruction and the failure of the containment has been determined. The basic case "insufficient flow of coolant inside the core without scram" (UKDS) is treated in more detail in the licensing procedure.

The accident analysis is based on the results of a foregoing analysis, which had determined frequencies of occurrence and the state of the plant at the onset of a core destruction. The essential parts of the containment are the enclosure of the primary system, in particular the reactor tank (figure 4) and the containment itself. In a first step of the accident analysis the effects have been investigated which may lead to a failure of the reactor tank in the case of core destruction. In doing so it must be taken into consideration that a core destruction in the SNR-300 may be accompanied by the release of significant amounts of mechanical energy. The primary cooling system, however, is designed to withstand mechanical energy releases up to 370 MJ in case of an UKDS. Other design features of the SNR-300 containment like the submerged heat exchangers make it possible to cool the molten core inside the reactor tank, so that meltthrough of the tank can be prevented.

In the accident analysis the conditional probability of mechanical energy releases beyond the design value in the case of a UKDS had to be estimated, as well as the conditional probability of a reactor tank failure due to mechanical or thermal overload under energy releases below design value.

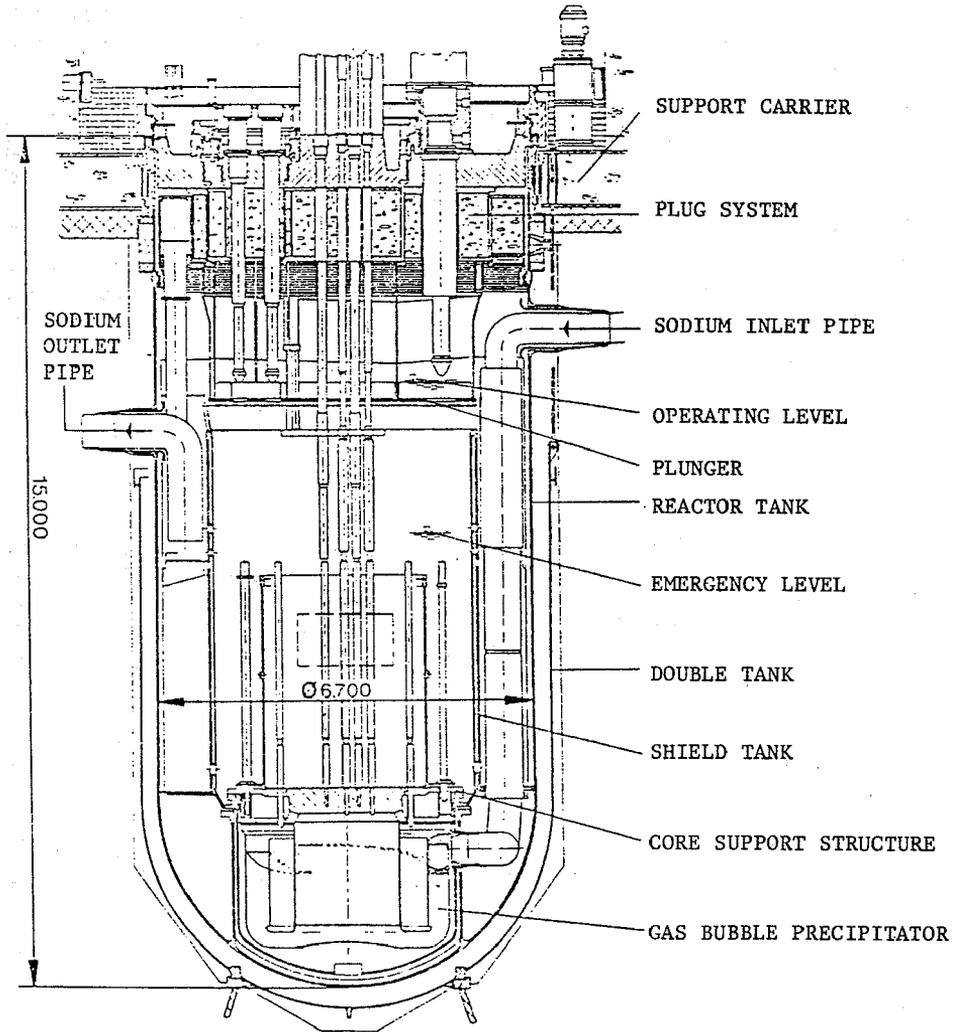


Fig. 4:
Reactor tank and its equipment

At least at the present state of art, the conditional probability that a UKDS causes a mechanical energy release in excess of a certain limit cannot be determined analytically by means of an accident simulation. Existing uncertainties do not refer to the laws of physics describing the processes during the release of mechanical energy, but rather relate to initial and boundary conditions, parameters and correlations which are of importance for the considered event sequences. Such uncertainties, however, are limited by basic physical reasons and have been further reduced by extensive theoretical

and experimental work. Expert estimates have been used to evaluate the quantities in question; uncertainties of these estimates have been quantified by subjective probability distributions.

In order to put this estimation on a basis as broad as possible, an international survey of expert opinion has been conducted and probabilistically evaluated. As a result, subjective conditional probabilities have been determined for mechanical energy releases of more than 50 MJ, 150 MJ and 400 MJ, respectively, in case of occurrence of a UKDS (table 3).

Table 3:

Subjective excess probability for mechanical energy release (based on an expert questioning)

Mechanical energy release [MJ]	Subjective excess probability under UKDS conditions [in %]
> 50	5.2
> 150	1.2
> 400	0.3

Therefrom one can deduce a subjective probability of about 95 % that less than 50 MJ of mechanical energy will be released in case of a UKDS. Besides this, the analysis has shown that with a subjective probability of more than 50 % no mechanical energy will be released during a UKDS. The design value of 370 MJ will be exceeded with a subjective probability of about 0.3 %. The determination of the subjective probability distribution from which the above values are taken from (reference distribution) as well as the procedure of determining subjective confidence limits are described in detail in appendix 7-I of the SNR-study.

Another part of the analysis deals with the question whether a core destruction by an "insufficient heat removal without scram" (UWVA) or by a "failure of the decay heat removal system with scrambled reactor" (ANWA) may have different effects on the containment system and on the behavior of radionuclides. Investigations showed that, with regard to the release of mechanical energy, there are no essential differences between the three core destruction initiating events (UWVA, ANWA and UKDS). Different effects, however, may be observed with respect to a tank failure.

The plug system sealing at the top of the reactor tank may be damaged by the impact of sodium being flung up during a power excursion. For a UWVA, the damage probability is higher than for a UKDS, as the structural integrity of the plunger support is weakened

due to a higher temperature level. In case of a mechanical energy release exceeding 400 MJ, failure of the plug system on top of the reactor tank after failure of the plunger support has been assumed, and as a consequence, failure of the lid between the inner and outer containment. Sodium impact is not to be expected during the initiating event ANWA because the sodium level is already low when core destruction occurs.

Even at energy releases below the design value a mechanical failure of the reactor tank by a rupture of the tank barrel is conceivable under certain circumstances. In such a case, the supporting brackets of the guard vessel and, as a consequence, the systems situated underneath (core catcher cooling system, sodium catch pan, see figure 5) could be destroyed by an impact. Heat removal from the inner containment would be considerably impaired in this case. A tank failure of the described mode would be expected if, in particular, at the time of a mechanical energy release the reactor tank had been at a temperature significantly above the design value, which is mainly the case at the initiating events UWVA and ANWA.

The reactor tank fails due to thermal overload if the heat of molten core material deposited on internal structures cannot be sufficiently removed.

Table 4 shows subjective conditional probabilities of these three tank failure modes for the three initiating events UKDS, UWVA and ANWA. Additionally the expected frequency of occurrence of the initiating events is indicated. The values have been determined by means of detailed event sequence analyses.

Table 4:

Conditional probability of tank failure modes at the initiating events UKDS, UWVA and ANWA

Initiating event	Expected frequency	Conditional probability of tank failures			Tank remains intact
		Plug system failure	Mechanical tank failure	Thermal failure (melt through)	
UKDS	$1.2 \cdot 10^{-6}/a$	$3 \cdot 10^{-3}$	$3 \cdot 10^{-4}$	$7 \cdot 10^{-2}$	$9.3 \cdot 10^{-1}$
UWVA	$1.2 \cdot 10^{-7}/a$	$5 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-2}$	0.99	0
ANWA	$3.0 \cdot 10^{-7}/a$	-	0.5	0.5	0
Sum	$1.6 \cdot 10^{-6}/a$	$2.6 \cdot 10^{-3}$	$9.5 \cdot 10^{-2}$	$2.2 \cdot 10^{-1}$	$6.8 \cdot 10^{-1}$

It can be concluded from the table that in case of a UKDS the molten core will be retained inside the tank with a subjective conditional probability of more than 90%. Along with the other initiating events, however, the tank always fails. In case of a UWVA it almost always melts through and in case of an ANWA it either fails mechanically or

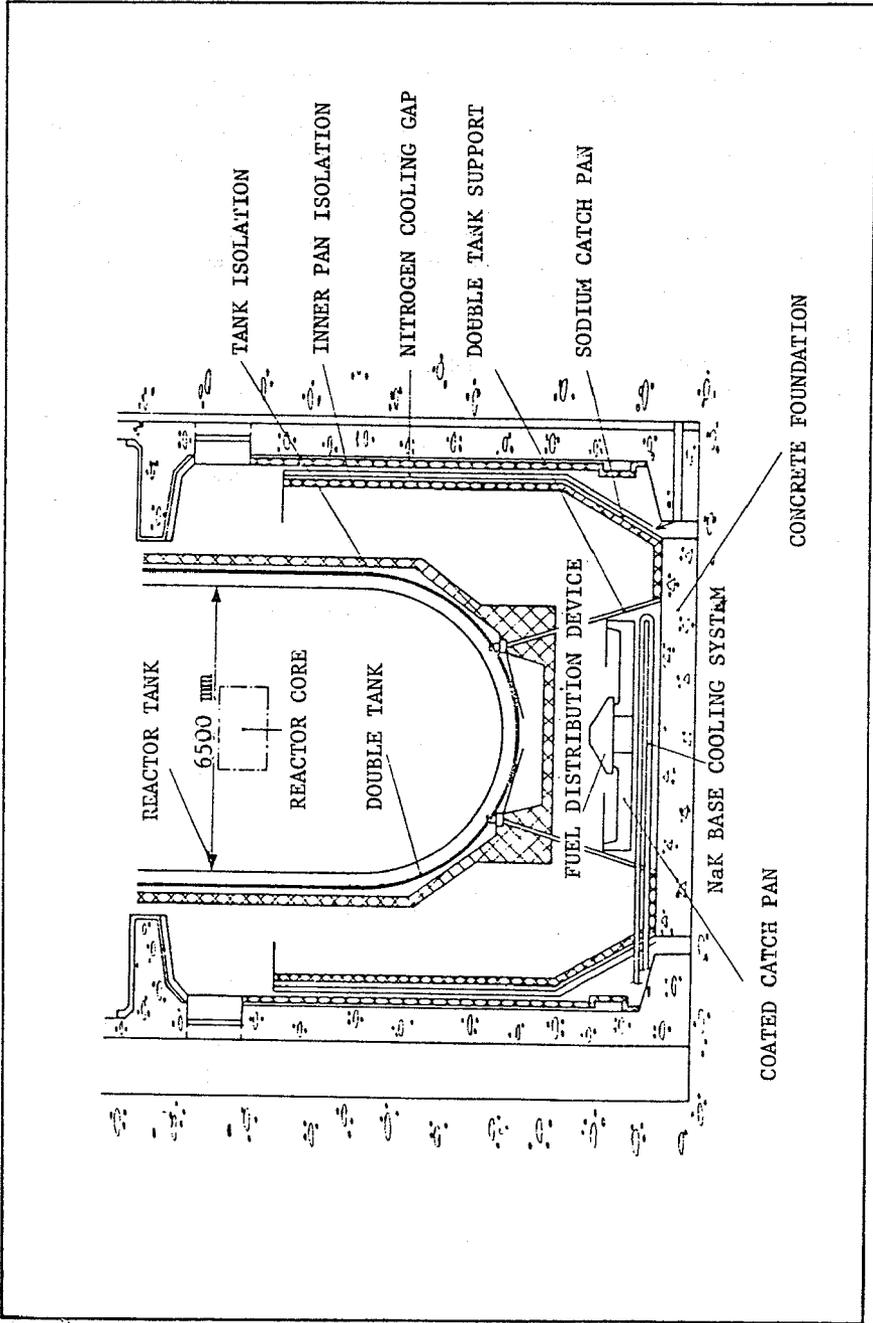


Fig. 5:
Core catcher cooling system

it melts through; each of the two failure modes is expected to occur with a subjective conditional probability of 50 %.

In all, there is a subjective conditional probability of nearly 70 % that the tank remains intact after core destruction. The conditional probability for a mechanical failure of the tank is about 10 %. In most cases the mechanical failure of the tank does not arise from a very high release of mechanical energy but from a reactor tank weakening caused by high temperatures, which may lead already to a failure at minor energy releases.

For accident sequences with a failure of the reactor tank further sequences in the containment have been investigated. If the tank does not fail, the consequences of a core destruction are of minor importance for a risk evaluation. These cases, therefore, have not been analyzed anymore.

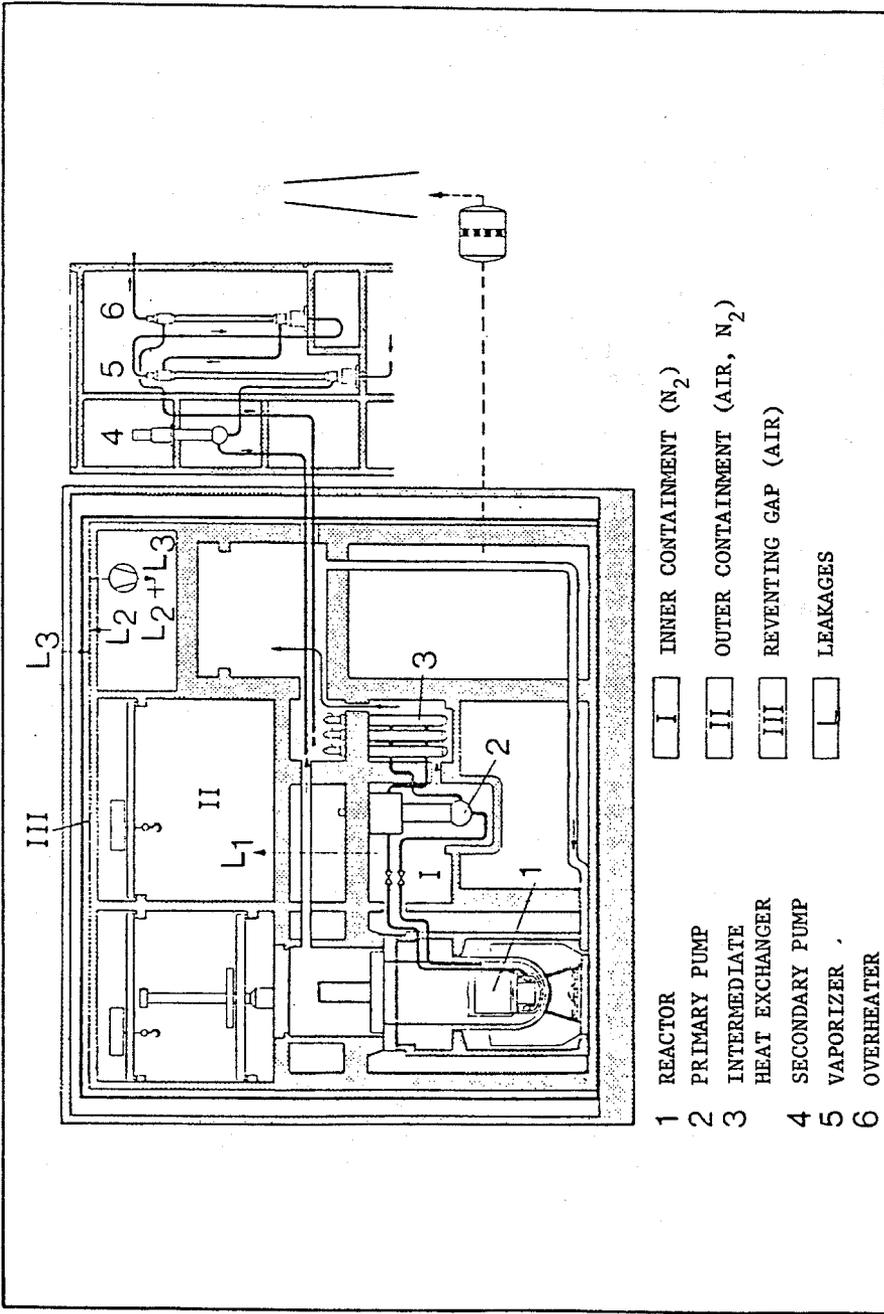
The SNR-300 will be equipped with a double-containment (figure 6). The inner containment encloses the whole primary system and is itself completely included by the outer containment, which again is surrounded by a steel liner. In order to prevent leakage into the environment, the gap between the concrete wall of the outer containment and the steel liner, called "reventing gap", is kept at subatmospheric pressure by blowing air from the gap into the outer containment ("reventing mode"). Only when the pressure in the outer containment increases too much due to the injected air, the containment atmosphere will be released into the environment through filters and stack ("exventing mode").

Most parts of the outer containment are ventilated during normal operation. In case of an accident all air supply and exhaust systems will be shut off and the containment be automatically isolated against the environment ("containment isolation").

Inner and outer containment are equipped with cooling systems to remove heat from the containments during normal operation and after accidents. For accidents leading to a failure of the reactor tank, the sodium catcher cooling system is of special importance. The molten core material will be collected in the core catcher when having penetrated the tank. By means of the core catcher cooling system decay heat generated in the molten core material can be removed. Heat removal inside the inner containment is also assisted by natural circulation of nitrogen which distributes the heat over larger areas. The natural circulation of nitrogen initiated without active measures may be interrupted if the sodium catch pan below the reactor tank fails and sodium is spilled.

If the plug system of the tank is destroyed by high mechanical energy release and the cover between inner and outer containment fails, the function of most systems inside the containment does not influence appreciably the accident sequence and the release of radionuclides into the environment. In case of such an accident sequence a great deal of sodium (approximately 80 tons) and nearly the entire molten reactor core will be spilled into the outer containment. As a consequence of sodium fire the pressure increases rapidly leading to a failure of the outer containment due to overpressurization within a few minutes. This results in massive release of radionuclides into the environment. In case of failure of the containment isolation, radionuclides would be released into the environment immediately after the core destruction.

In case of other accident sequences, when the tank inside the inner containment fails either mechanically or thermally, time, extent and circumstances of the release of radionuclides depend on the function of the containment systems. Within the inner contain-



- 1 REACTOR
 - 2 PRIMARY PUMP
 - 3 INTERMEDIATE HEAT EXCHANGER
 - 4 SECONDARY PUMP
 - 5 VAPORIZER
 - 6 OVERHEATER
-
- I INNER CONTAINMENT (N₂)
 - II OUTER CONTAINMENT (AIR, N₂)
 - III REVENTING GAP (AIR)
 - L LEAKAGES

Fig. 6:
SNR-Containment system

ment, these are the core catcher cooling system, the natural circulation of nitrogen, and the steam pressure relief system. For the outer containment, the function of the containment isolation system, the containment air cooling system as well as the reventing and exventing systems are of special importance. The availability of the containment systems depends on preceding events, particularly on the tank failure modes. A detailed analysis would require the investigation of a great number of different sequences.

For a risk analysis it is sufficient to analyze in detail some typical sequences with most severe consequences. Sequences with minor consequences may then be related to those with comparable or even more serious consequences that have been treated analytically.

In case of sequences with serious consequences a number of system functions are insignificant as they do not essentially influence the accident sequence and its effects. Most important is, first of all, whether the separation between the inner and outer containment remains intact during a core destruction, whether the containment will be isolated, and in case of failure of this isolation whether the ventilation system continues to be in operation. The risk evaluation therefore starts from the following pessimistic assumption:

Except for the functions

- separation between the inner and outer containment (lid)
- containment isolation
- venting mode and
- natural circulation of nitrogen

all other systems are assumed to have failed. The containment analysis therefore has refrained from splitting up the event sequence diagrams for these systems and, in doing so, from an evaluation of their reliability. The systems are treated as if they were not available.

For comparison, however, two event sequences have been analyzed, with the cooling systems in the outer and inner containment being in operation.

For the detailed containment analyses eight different containment scenarios have been defined, which are given in table 5. The table shows the initiating events and tank failure modes which were the starting points for these calculated cases, as well as the containment systems considered to have failed or to be in function.

● Case 1

As a consequence of core destruction accompanied by release of a small amount of mechanical energy the reactor tank fails thermally. The molten fuel together with 365 tons of sodium from the primary coolant system is collected in the core catcher cooling system. The core catcher cooling system and all other systems of the inner and outer containment work as designed. This case has been taken as the design basis in the licensing procedure.

● Case 2

This case corresponds to case 1. After core destruction with small amounts of mechanical energy released, a thermal failure occurs in the lower part of the

Table 5:
Compilation of containment scenarios

Case No.	Initiating event	Tank failure mode	System failures									
			inner containment					outer containment				
			C	N	S	I	O	R	E			
1	UKDS	t	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+
2	UKDS	t	+	+	+	-b	+	+	+	o	o	o
3	UWVA	t	-	+	-	-a	-	-	-	-	-	-
4	UWVA	m	-	-	-	-a	-	-	-	-	-	-
5	ANWA	t	-	+	-	+	+	-	-	-	-	-
6	ANWA	t	-	+	-	-b	-	-	-	-	-	-
7	ANWA/UWVA	m	-	-	-	+	+	-	-	-	-	-
8	UKDS	P	-	o	-	+	+	-	-	-	-	-

Systems:
 C = Core catcher cooling system
 N = Nitrogen natural circulation
 S = Steam pressure relief system
 I = Containment isolation
 O = Outer containment cooling
 R = Reventing system
 E = Exventing system

Tank failure modes:
 t = thermal (melt through)
 m = mechanical (tank rupture)
 p = plug (and lid)

+ = System functions
 - = System failed
 o = System not relevant
 a = Venting operation
 b = Air flaps do not close

collecting tank or in the shield tank supporting structure. Molten fuel and 365 tons of sodium act upon the core catcher cooling system. The heat removal systems of the inner and outer containment work but the containment isolation fails, because all three flaps in a duct of the air exhaust system remain open. This case covers event sequences in which the containment systems and the containment isolation system work successfully, but the reventing or the exventing system fails.

● **Case 3**

This case assumes core destruction caused by a UWVA. After meltdown of the core the reactor tank fails thermally, because decay heat is not removed. About 80 tons of sodium are poured into the core catcher cooling system. Since for the initiating event UWVA failure of the reactor protection system is assumed, all active safety devices are considered to fail. Additionally the exhaust system is not shut off. This case covers all other event sequences in which the exhaust system works and some of the safety systems fail, the sodium catch pan, however, and the inner containment remain intact.

● **Case 4**

In this case, core destruction is initiated by a UWVA, too. Unlike case 3, it is assumed, however, that the tank fails mechanically, the sodium catch pan is damaged, and sodium is spilled. Thus, the nitrogen natural circulation is interrupted.

● **Case 5**

Following an emergency generator case the reactor core is destroyed due to failure of the decay heat removal (ANWA). The reactor tank fails thermally due to core meltdown after partial boil-out of the sodium in the tank. Since no electric power is available, all active containment systems are in the failed state. Containment isolation, however, works, because air flaps close automatically in case of failure of the power supply.

● **Case 6**

This case conforms to containment case 5 with the exception, that containment isolation fails, because a drain pipeline is open by mistake and cannot be closed later on due to the loss of power, or because air flaps remain open due to mechanical failure. This case covers all other cases, in which electrical power is available and the containment is isolated, but the core catcher cooling system, the reventing system or the exventing system fail, respectively.

● **Case 7**

As a third variant of cases 5 and 6 in case 7 it is assumed that the sodium catch pan leaks due to damage by mechanical tank failure and that sodium is spilled. If the sodium catch pan fails the nitrogen natural circulation is interrupted, too.

● Case 8

As a consequence of core destruction accompanied by the release of an extremely high amount of mechanical energy, the rotating reactor plug is slung against the inner cover of the closure head cavity which fails as well. So, the barrier between the inner and outer containment is destroyed. The integrity of the outer containment, however, is not directly impaired. Together with the reactor plug, primary sodium and a portion of molten core material is ejected into the outer containment leading to sodium fire. The containment system loses its integrity by overpressurization failure.

Time histories of pressures and temperatures in the various compartments of the containment are presented in the SNR-study (sec. 7.3) for the analyzed containment cases. Results show that in the most serious case 8, in which the tank plug and lid fail and the fuel as well as a considerable amount of sodium are spilled into the outer containment, the pressure in the outer containment reaches twice the design value (0.24 bar overpressure) within a few seconds. It remains, however, below the quadruple of the design pressure for a rather long time.

If the outer containment would fail at approximately 1 bar overpressure, containment isolation can be maintained for about 5 minutes, except for minor leakages. Thus, the retention of radioactive materials is considerably improved. The determination of containment leakages is based on an assumed gasket failure in the area of the equipment hatch.

The containment of the SNR-300 can be designed without any difficulties in a way, that it fails only at 0.9 bar overpressure. Such design improvements will be made in connection with other work to be carried out.

In case of failure of the equipment hatch, containment atmosphere escapes unfiltered via the auxiliary building and the stack into the environment.

3.3 Release of Radionuclides

For the above listed cases it has been investigated, which parts of the radionuclide inventory are released from the reactor core into the containment, which parts thereof are retained within the containment and which parts are released into the environment.

The radionuclide inventory has been determined for the various fission and breeding zones and the reflector of the Mark-Ia-core of the SNR-300. Most important for the release of radionuclides in case of accidents is the inventory within the inner and outer fission zones, since these zones contain about 75% of the radioactive material, and releases primarily occur from these zones.

For the investigation of transport mechanisms of radionuclides in the containment atmosphere, the structure of the SNR-containment has been represented by several compartments (inner/outer containment, reventing gap). For gaseous fission products (noble gases, organic iodine) no natural retention mechanisms have been assumed inside the containment. For the other nonvolatile radionuclides, though, plate-out processes (sedimentation, diffusion, thermophoretic processes) become effective. Details of this analysis are described in chapter 8 of the SNR-study.

Time histories of release of radioactive material from the plant have been investigated. It turned out, that the 8 computer cases can be combined into 5 release categories, since some of them lead to similar release histories (table 6).

Release category	Case
1	8, 4
2	7
3	3, 2, 6
4	5
5	1

Table 6:
Coordination between containment scenarios and release categories

Category 1 comprises all accident sequences in which – due to core destruction – the reactor tank and the inner containment are destroyed and the fuel as well as a part of the sodium are spilled in the outer containment. The sodium fire arising therefrom leads within a short time to a failure of the lock gaskets and a subsequent release of radio-nuclides via the auxiliary building.

In case 4 – the reactor protection system fails, the containment exhaust system is not shut off, and the reactor tank then fails mechanically due to high energy release with subsequent damage of the sodium catch pan – has been combined with case 8 and been assigned to release category 1. In this category the amount of release is dominated by case 8; for the expected frequency of occurrence the sum of both, case 4 and 8, has been taken. Events classified in this category lead to the most severe releases.

Categories 2 and 4 comprise accident sequences in which the containment is successfully isolated after core destruction; however, active safety systems fail. Pessimistically it has been assumed that all active safety systems fail. Unlike category 4, in category 2 a defective sodium catch pan is assumed. After approximately one day the containment fails due to hydrogen explosion leading to massive release of radioactive material. This release, however, is considerably lower than that expected for accident sequences of category 1.

Category 3 comprises accident sequences in which the outer containment is not isolated after core destruction, and the exhaust system continues to work. These accident sequences are initiated by failure of the reactor protection system. Since the inner containment remains intact, radioactive material released into the inner containment can reach the outer containment only by means of leakages. Releases are considerably lower than for category 1.

Category 5 comprises accident sequences in which after core destruction the reactor tank fails thermally due to melt through. All systems, however, required to control the accident, function as designed. By venting, the release of radioactive material is prevented for about 10 days. Meanwhile radioactivity within the atmosphere of the outer containment is reduced significantly due to radioactive decay and plateout processes. After 10 days containment atmosphere is released into the environment via filter and

stack. Accidents in this category lead to the lowest releases after core destruction accompanied by tank failure. A core destruction with molten core retained within the tank – the most frequent case – would result in even lower releases than those occurring for category 5 events. Such cases have not been considered in the analysis furthermore.

Table 7 shows release histories of the diverse categories – characterized by the fractions of released core inventory – at selected instants.

The importance of a release depends not only on the activity described by the released fractions of the radionuclide inventory, but also on the release time after accident initiation, on the duration of the release, and on the thermal energy carried with the release. Table 7 presents further data – such as frequencies to be expected and extent of releases from spent fuel storages – which are dealt with in section 3.4. Expected frequencies of the release categories 1 to 5 are discussed in more detail in section 3.6.

With regard to the elevation above ground level of releases (height of release) the following three cases have been distinguished:

- release in the exventing or exhaust mode,
- release after overpressurization failure of the outer containment,
- release due to leakages in the steel liner.

In the exventing or exhaust mode, respectively, radioactive material is released via stack (height = 100 m). If the outer containment fails due to overpressurization, it has been assumed that the release occurs via damaged lock gaskets into the auxiliary building and from there via the exhaust channel into the stack. Due to the thermal energy carried with the release, which leads to a thermal lift of released substances, the elevation of releases is insignificant for the propagation of radionuclides in the atmosphere. In case of failing the reventing system, radioactive material is released into the reventing gap via leakages in the steel liner of the outer containment. From there the radionuclides may be released into the environment via outlets either of the air supply or the exhaust system. Since the dilution of radionuclide concentrations in the atmosphere depends on the elevation of release – i.e. the lower the elevation the smaller the dilution – it has been pessimistically assumed that releases occur at a height of 10 meters.

The thermal energy carried with the release of radioactive materials leads to thermal plume rise. For a realistic modelling of accident consequences the release rate of thermal energy carried with the release of radioactive material is determined by balancing the internal energy of gases released from the containment against the internal energy in the atmosphere. The thermal energy is indicated in the table only for those cases in which the internal energy in the atmosphere of the outer containment is increased considerably by chemical reactions.

The relative fractions of the radioactive inventory refer to the inventory at the time of accident initiation. Reduction of activity due to radioactive decay before the release time is not considered. This has to be taken into account particularly when comparing the results of the SNR-analysis with the release categories of the PWR-study since release time for the SNR-300 is normally delayed relative to the release time of the PWR.

Table 7:
Release categories, SNR-300

Release category	Description	Time of release [h]	Duration of release [h]	Height of release [m]	Energy released [10^6 kJ/h]	Expected frequency of release [1/a]	Released fraction of core inventory						
							Xe, Kr	I _{org}	NaI	Cs, Rb	Te, Sb ¹⁾	Ba, Sr	La ²⁾
1	Core destruction, plug syst. failure, overpressurization failure of outer containment	0	1	100	530	1×10^{-8}	1	-	0.15	0.15	0.15	0.05	0.05
							5.0×10^{-3}	-	2.4×10^{-5}	5.2×10^{-5}	7.6×10^{-5}	5.4×10^{-7}	2.0×10^{-7}
							2.3×10^{-1}	-	4.8×10^{-4}	1.4×10^{-3}	5.3×10^{-3}	3.0×10^{-5}	7.4×10^{-7}
							5.7×10^{-1}	2.0×10^{-3}	2.0×10^{-3}	1.4×10^{-2}	1.4×10^{-2}	4.2×10^{-4}	4.0×10^{-4}
2	Core destruction, mechanical tank failure, damaged sodium catch pan, loss of power	0	1	10	-	2×10^{-7}	1.8×10^{-1}	8.0×10^{-3}	7.5×10^{-3}	6.0×10^{-5}	4.1×10^{-5}	1.5×10^{-4}	1.5×10^{-4}
							2.2×10^{-1}	2.2×10^{-3}	1.5×10^{-2}	3.0×10^{-2}	1.7×10^{-2}	1.8×10^{-4}	1.5×10^{-4}
							2.6×10^{-1}	2.6×10^{-3}	6.1×10^{-3}	3.0×10^{-4}	5.9×10^{-4}	1.2×10^{-4}	1.2×10^{-4}
							5.2×10^{-1}	5.2×10^{-3}	6.7×10^{-3}	-	5.5×10^{-3}	1.4×10^{-4}	1.4×10^{-4}
3	Core destruction, thermal tank failure, unfiltered exventing	0	3	100	-	2×10^{-8}	7.4×10^{-5}	7.4×10^{-7}	8.8×10^{-6}	1.6×10^{-5}	7.9×10^{-5}	9.3×10^{-8}	9.0×10^{-8}
							8.0×10^{-3}	8.0×10^{-6}	1.3×10^{-5}	2.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-7}	1.3×10^{-7}
							5.3×10^{-2}	5.3×10^{-5}	1.2×10^{-5}	3.4×10^{-6}	1.2×10^{-5}	2.5×10^{-6}	2.4×10^{-6}
							3.8×10^{-2}	3.8×10^{-4}	6.4×10^{-4}	-	5.2×10^{-5}	1.3×10^{-5}	1.3×10^{-5}
4	Core destruction, thermal tank failure, loss of power, containment Iso-lated	2	1	10	-	2×10^{-7}	9.6×10^{-1}	9.6×10^{-3}	7.6×10^{-4}	-	6.3×10^{-4}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}
							6.2×10^{-3}	6.2×10^{-7}	4.6×10^{-10}	8.3×10^{-10}	6.0×10^{-10}	5.6×10^{-12}	4.4×10^{-12}
							6.2×10^{-3}	6.2×10^{-7}	4.6×10^{-10}	8.3×10^{-10}	6.0×10^{-10}	5.6×10^{-12}	4.4×10^{-12}
							6.2×10^{-3}	6.2×10^{-7}	4.6×10^{-10}	8.3×10^{-10}	6.0×10^{-10}	5.6×10^{-12}	4.4×10^{-12}
5	Core destruction, thermal tank failure	240	1	100	-	3×10^{-7}	6.2×10^{-3}	6.2×10^{-7}	4.6×10^{-10}	8.3×10^{-10}	6.0×10^{-10}	5.6×10^{-12}	4.4×10^{-12}
							280	2.2×10^{-7}	4.6×10^{-10}	8.3×10^{-10}	6.0×10^{-10}	5.6×10^{-12}	4.4×10^{-12}
							320	6.2×10^{-7}	4.6×10^{-10}	8.3×10^{-10}	6.0×10^{-10}	5.6×10^{-12}	4.4×10^{-12}
							6.2×10^{-3}	6.2×10^{-7}	4.6×10^{-10}	8.3×10^{-10}	6.0×10^{-10}	5.6×10^{-12}	4.4×10^{-12}
Released fraction of spent fuel pool inventory													
A	Failure of cooling system of sodium cooled spent fuel pool	100	1	100	15	4×10^{-5}	-	-	7.3×10^{-3}	-	4.4×10^{-4}	-	1.1×10^{-10}
							-	-	3.5×10^{-2}	2.2×10^{-2}	4.1×10^{-3}	1.1×10^{-9}	1.1×10^{-7}
							-	1.0×10^{-2}	9.0×10^{-3}	9.0×10^{-3}	1.2×10^{-2}	5.7×10^{-6}	5.7×10^{-6}
							1.0	-	-	-	-	-	-
B	Failure of cooling system of gas cooled spent fuel pool	140	3	100	-	10^{-3}	0.5	5.0×10^{-5}	5.0×10^{-6}	5.0×10^{-6}	5.0×10^{-7}	5.0×10^{-10}	-
							200	5.0×10^{-5}	5.0×10^{-6}	5.0×10^{-6}	5.0×10^{-7}	5.0×10^{-10}	5.0×10^{-10}
							-	-	-	-	-	-	-
							-	-	-	-	-	-	-

¹⁾ containing Se

²⁾ containing Ru, Rh, Co, Mo, Tc, Y, La, Zr, Nb, Ce, Pr, Nd, Pm, Pu, Am, Cm

3.4 Spent Fuel Storage

So far all investigations concerned accidents with destruction of the reactor core. Additionally, potential releases from spent fuel storages have been investigated. The SNR-300 is equipped with a sodium cooled and a gas cooled storage pool for spent fuel elements. Both are placed within the outer containment.

● Sodium Cooled Storage Pool

After refuelling or removal from the reactor core, spent fuel elements are stored first in the sodium cooled storage pool. For decay heat removal it is equipped with three cooling circuits. If all three cooling circuits fail, the decay heat heats up the sodium and the surrounding structures. In case of maximum load of the pool (199 fuel elements freshly removed from the core) sodium boiling temperature is reached after about 100 hours. Later on this may lead to a failure of the tank. Subsequently, due to chemical reactions between sodium and water evaporated from the concrete, pressure in the outer containment may be built up and reach values where the containment fails. For this event sequence, the release of radionuclides into the environment has been investigated. Release category A (table 7) comprises such event sequences. The frequency of release category A events corresponds to the frequency of failing all cooling circuits, determined under pessimistic assumptions.

● Gas Cooled Storage Pool

After several months decay time, spent fuel elements are transported from the sodium cooled storage pool to the gas cooled storage pool. Decay heat is removed by means of a triple redundant nitrogen cooling system. Total failure of the cooling system may lead to failure of fuel rod cladding and to a failure of the storage pool. Overpressurization failure of the outer containment is not to be expected. Radionuclides will be released into the environment only several days after the accident when the venting mode is changed to exventing. Such event sequences are comprised in release category B (table 7). Here, too, the frequency of release category B events corresponds to that of a cooling failure.

3.5 External Events

Besides accidents caused by plant internal initiating events, potential effects of external events have been investigated, as to what extent they may be responsible for destruction of the core and a subsequent release of radioactivity.

Flooding, low water levels, tornado, lightning, explosion shock waves, effects of dangerous materials and – as “quasi-external events” – turbine explosion as well as a failure of the pressure vessel in the turbine house have been analyzed qualitatively. These qualitative analyses showed that no significant risk contribution is to be expected from such events.

Effects of airplane crashes and earthquakes have been analyzed in more detail. Results have shown that due to design measures and low frequency of occurrence, air plane crashes contribute only insignificantly to the risk.

In order to quantify effects of earthquakes, site specific load assumptions and probabilities of exceeding certain earthquake intensities have been determined. According to these investigations the intensity VII (Mercalli scale) of the design basis earthquake will be exceeded with an expected frequency of approximately $4 \cdot 10^{-6}$ per year. The probability that the intensity of an earthquake exceeds the intensity VIII (Mercalli scale) is about $7 \cdot 10^{-8}$ per year (figure 7).

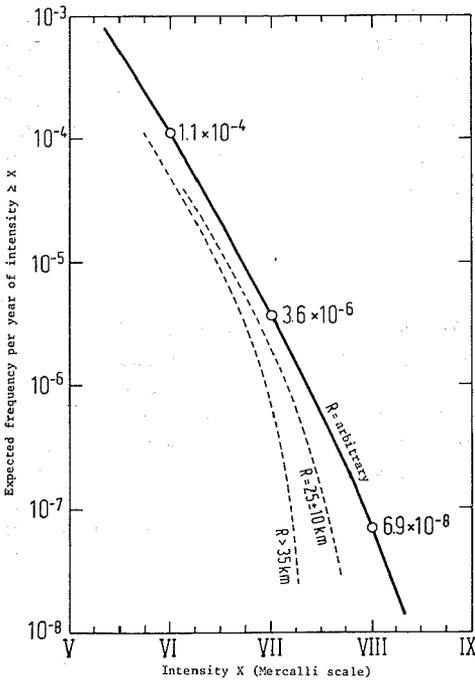


Fig. 7:
CCDF for earthquake intensity
at site Kalkar

Based on these investigations dynamic simulations have been carried out for safety relevant buildings, parts of buildings and components in order to quantify earthquake induced failure probabilities. The aim of these investigations was to estimate the expected frequency of earthquake induced failures of the reactor scram system, of the decay heat removal system and of the containment integrity. The results of these investigations are summarized in table 8.

The estimation of earthquake induced failure of the reactor scram system is based on the assumption that failure of the horizontal reactor tank support may prevent the reactor scram. Since proved knowledges about possible dislocations of reactor tank internals

Table 8:
Expected frequencies of earthquake induced systems failures

Systems failure	Expected frequency
Decay heat removal (ANWA) containment isolated	$10^{-8}/a$
Decay heat removal (ANWA) containment not isolated	$10^{-8}/a$
Reactor scram system (UKDS) containment isolated	$< 6 \times 10^{-8}/a$
Reactor scram system (UKDS) containment not isolated	$< 4 \times 10^{-8}/a$

due to this failure mode are not available, the study pessimistically assumes that a failure of the horizontal support of the reactor tank always leads to a failure of the reactor scram system. The frequency of failure of the reactor scram system, however, is presumed to be considerably lower than that of the horizontal reactor tank support.

3.6 Expected Frequencies of Accident Sequences

For the risk evaluation the expected frequencies of those accident sequences being comprised in the release categories have been estimated. Virtually all expected frequencies and probabilities which have been determined are influenced by subjective expert estimates. They therefore must be considered as being subjective expected frequencies or subjective probabilities, respectively. The expected frequencies of accident sequences are determined by the following factors:

- expected frequency of core destruction,
- conditional probability of plug system failure or tank failure, respectively,
- conditional probability of failure of the containment isolation.

For simplicity of the accident analysis, some systems, which influence the accident sequences have been assumed to have failed (particularly containment cooling systems). For these systems the conditional failure probability has been assumed to be equal to 1.

The expected frequencies of core destruction as well as the conditional probabilities of plug system and reactor tank failure modes are presented in table 4. For the conditional probability of a containment failure, the reliability analysis has led to the following values:

Concerning the initiating events UKDS and ANWA, a conditional probability of failure of the containment has been estimated to be $2 \cdot 10^{-3}$; at a UWVA the corresponding estimated value is 10^{-1} . The UWVA-value is higher than that of the other cases, since in the UWVA-sequence the reactor protection system has failed. The expected frequencies of accident sequences are listed in table 7. These data partially are summation values of the expected frequencies of several failure mode combinations (table 9).

Table 10 shows the expected frequencies of release categories 1 to 5; contributions from plant internal events and from earthquakes are listed separately.

Table 10:

Expected frequencies per year of the release categories 1 to 5

Release category	Containment case	Expected frequency/year		
		sum	plant internal	earthquake
1	8 4	10^{-8}	4.8×10^{-9}	5.2×10^{-9}
2	7	1.6×10^{-7}	1.5×10^{-7}	5×10^{-9}
3	3 2 6	2×10^{-8}	1.2×10^{-8}	8×10^{-9}
4	5	1.6×10^{-7}	1.5×10^{-7}	5×10^{-9}
5	1	2.1×10^{-7}	2.1×10^{-7}	4.3×10^{-9}

Expected frequencies of release categories A and B are obtained directly from the expected frequencies of failure of the cooling systems of the sodium cooled storage pool or of the gas cooled storage pool, respectively.

The expected frequencies include a number of estimated values. To exhibit their influence, subjective confidence intervals for the plant internal share in the expected frequencies of the release categories have been determined starting from the quantified uncertainties of the essential factors of influence. Table 11 shows for the release categories 1 to 5 the best estimate value, here designated as "point value", as well as the lower and the upper limit of a subjective confidence interval. The bandwidth approximately corresponds to a 90% subjective confidence interval, which means, that approximately 5% of expected frequencies can be above or below the indicated limits (except release category 4).

Table 9:
Listed frequencies of accident sequences

Failure combination	INITIATING EVENTS			TANK FAILURE MODE				CONTAINMENT-ISOLATION				Containment case	Frequency/year (external events)	Frequency/year (sum)	
	UKDS	UWA	ANVA	Thermal (mechanical) sodium catch pan intact	Sodium catch pan damaged	Plug system failure	Intact	Failed	Overpressurization failure	Exhaust system	Containment cooling systems				Frequency/year (Plant Internal)
1	1.2×10^{-6}			7×10^{-2}			1	2×10^{-3}		b	+	8.5×10^{-8}	1	4.3×10^{-9}	9.0×10^{-8}
2	1.2×10^{-6}			7×10^{-2}			1				+	1.7×10^{-10}	2	2.8×10^{-9}	3.0×10^{-9}
3	1.2×10^{-6}				3×10^{-4}		1	2×10^{-3}	*		+n	3.6×10^{-10}	(7)	1.8×10^{-11}	3.8×10^{-10}
4	1.2×10^{-6}				3×10^{-4}		1		*	a	-n	7.2×10^{-13}	-	1.2×10^{-11}	1.3×10^{-11}
5	1.2×10^{-6}					3.2×10^{-3}	1				-	3.8×10^{-9}	8	1.9×10^{-10}	4.0×10^{-9}
6	1.2×10^{-6}					3.2×10^{-3}	1	2×10^{-3}		a	-	7.6×10^{-12}	-	1.3×10^{-10}	1.4×10^{-10}
7	1.2×10^{-7}			1			1				+	1.2×10^{-7}	(1)	-	1.2×10^{-7}
8	1.2×10^{-7}			1			1	0.1		a	-	1.2×10^{-8}	3	-	1.2×10^{-8}
9	1.2×10^{-7}				1.4×10^{-2}		1				-n	1.7×10^{-9}	7	-	1.7×10^{-9}
10	1.2×10^{-7}				1.4×10^{-2}		1	0.1		a	-n	1.7×10^{-10}	4	-	1.7×10^{-10}
11	1.2×10^{-7}					4.6×10^{-3}	1		*		-	5.5×10^{-10}	(8)	-	5.5×10^{-10}
12	1.2×10^{-7}					4.6×10^{-3}	1	0.1		a	-	5.5×10^{-11}	-	-	5.5×10^{-11}
13		3×10^{-7}		0.5			1				-	1.5×10^{-7}	5	5.0×10^{-9}	1.6×10^{-7}
14		3×10^{-7}		0.5			1	2×10^{-3}		b	-	3.0×10^{-10}	6	5.0×10^{-9}	5.3×10^{-9}
15		3×10^{-7}			0.5		1		*		-n	1.5×10^{-7}	7	5.0×10^{-9}	1.6×10^{-7}
16		3×10^{-7}			0.5		1	2×10^{-3}		a	-n	3.0×10^{-10}	(4)	5.0×10^{-9}	5.3×10^{-9}

Overpressurization: * = yes

Exhaust systems: a = in function, b = failed, shut off, resp.

Containment cooling systems: + = in function, - = failed, without any influence, resp., n = sodium catch pan damaged

Table 11:

Estimate uncertainties of expected frequencies concerning release categories 1 to 5

Release category	Frequency of occurrence/year		
	lower limit	point value	upper limit
1	2×10^{-10}	6×10^{-9}	5×10^{-7}
2	2×10^{-9}	1×10^{-7}	5×10^{-6}
3	2×10^{-10}	1×10^{-8}	1×10^{-6}
4	0.0	1×10^{-7}	3×10^{-6}
5	7×10^{-9}	2×10^{-7}	8×10^{-6}

3.7 Accident Consequences

In order to estimate accident consequences after massive releases of radioactive material as investigated in the plant internal sections of the SNR-study, a modified version of the accident consequence model presented in the "Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke"¹⁾ has been used. In the present version results of recent research and specific conditions of a radionuclide release from a fast breeder reactor have been incorporated. When comparing these results with the results of the PWR-study, the different starting position has to be taken into account. The comparison, however, will not be vitally influenced by the differences.

In spite of the methodical problems connected with the performance of a site specific accident consequence modelling, such a modelling has been carried out for the site Kalkar. The same impact modes have been investigated as in the PWR-study. The results show that even the most severe releases, as they could occur after core destruction combined with extremely high release of mechanical energy, do not lead to early fatalities. This even remains true if no credit is taken for possible countermeasures in the environment (evacuation).

Somatic late fatalities have been determined on the basis of a linear dose risk relation without threshold. So, even very low doses are assumed to increase the risk of a late cancer for individuals affected. The extent of damage practically depends only on the

¹⁾ German Risk Study - Main Report

A Study of the Risk Due to Accidents in Nuclear Power Plants. Prepared by Electric Power Research Institute, Palo Alto, California, EPRI NP-1804-SR, April 1981.

amount of released radionuclides. Site specific conditions or meteorological conditions prevailing after an accident have only insignificant influence on the calculated extent of damage.

For the highest release (release category 1) a maximum number of about 14000 late fatalities has been estimated. Most of these late fatalities would occur far away from the site of release. They are calculated there on the basis of small radiation doses with a very high number of individuals being exposed to them. The propagation of released radionuclides in the atmosphere is considered up to a distance of more than 2500 km.

For genetic radiation effects, relations are obtained similar to those for somatic late fatalities. Also in this case the collective dose, i.e. the dose summed up over all affected persons, is obtained primarily from very small doses a large number of persons would be exposed to.

As in the PWR-study, the following countermeasures to reduce the effects of a massive release of radionuclides have been considered:

- evacuation,
- fast relocation,
- relocation,
- decontamination,
- restrictions concerning the consumption of agricultural products.

The sizes of areas have been estimated, which would be affected by such measures after accidents.

In doing so, it has been assumed, that – independent of the factual release – an area of 33 km² around the site would be evacuated. Depending on the direction of the wind, this measure might affect between 1400 and 8000 persons.

Relocations have been assumed in the analysis for areas, where the computed dose would exceed certain limits. Such measures would only be required for release category 1. The calculated areas vary between 0 and 73 km², the number of affected persons at most would be about 90000.

Areas in which the performance of decontamination or restrictions concerning the consumption of agricultural products might be required are listed in the tables of section 10.3 (SNR-study). It has to be pointed out, however, that in the present case the models only permit very rough estimates and that the criteria requiring such countermeasures have been determined on the basis of extremely pessimistic assumptions.

Defining the risk of the various release categories by weighting the extent of injuries with the expected frequency of occurrence, results show that the radioactive release caused by failure of the cooling system of the sodium cooled storage pool (release category A) contributes most (more than 98 %) to the risk. The remaining 1–2 % of the risk are about equally distributed on release categories 1 to 4 and B (gas cooled storage pool). The risk contribution from release category 5, which corresponds essentially to the design basis accident of the SNR-300 is about 3 orders of magnitude below the risk contributions from release categories 1 to 4 and B.

The predominant risk contribution of releases from the sodium cooled storage pool is primarily caused by the relatively high expected frequency estimated for this release

category. It amounts to $4 \cdot 10^{-5}$ per year as compared with a value of 10^{-8} per year for core destruction with an extremely high release of mechanical energy.

A detailed description of the results is given in chapter 10 of the SNR-study.

The differences resulting from a comparison with the PWR are dealt with in the subsequent section. As to the fuel for the SNR-300, its composition is not yet definitely determined, the study starts from the assumption, that the Mark-Ia-core mainly uses plutonium produced in Magnox-reactors. The number of late fatalities computed to be caused by events of release category 1 increases by a factor of about 3 under the assumption that the SNR-300 will be loaded with plutonium from light water reactors (LWR) and not – as assumed in the study – with plutonium produced in Magnox-reactors.

4. Comparison of Risk SNR-300 – PWR

The main task of the analysis was a comparative safety evaluation of the SNR-300, and of a light water reactor taking into account probabilistic aspects. Essential prerequisites resulted from the decision to use for comparison the risk of the PWR, type Biblis-B, as it has been evaluated in the "German Risk Study". In the following, the essential results of the study are presented under the aspect of the comparison between SNR-300 and PWR.

● Plant Internal Events Initiating Core Destruction

In case of the SNR-300 the predominant contribution to the expected frequency of core destruction is attributed to the failure of the reactor shutdown system in case of transients. The main reason consists in the fact that in the SNR-300 a failure of reactor shutdown may lead within a short time to superprompt criticality, and subsequently to a power excursion. Under certain circumstances this may be accompanied by the release of considerable amounts of mechanical energy. In order to prevent such an event sequence, the SNR-300 is equipped with two highly reliable and practically independent and diverse shutdown systems.

Leakages in the primary circuit do not significantly contribute to the risk. The high boiling temperature of the coolant and the resulting low system pressure prevent the coolant from evaporating completely, provided that the reactor is scrammed. Loss of coolant is prevented by constructive measures. Decay heat can be removed passively even after failure of all active components (pumps, fans) via a primary and a secondary natural circulation. Therefore a failure of active components alone does not result in a destruction of the core.

In case of the PWR core destruction caused by a power excursion and accompanied by a release of mechanical energy is inherently excluded. The failure of the scram system does not significantly contribute to the risk. The predominant risk contribution comes from leakages in the primary cooling boundary, especially from small leaks. A core meltdown accident after a leakage in the primary circuit may occur in case of failure of the then demanded redundant feed water systems. In case of transients the long term

failure of redundant decay heat removal systems in a PWR finally leads to opening of primary safety valves and – if countermeasures are not taken – to a loss of coolant followed by core meltdown.

● Processes during Core Destruction

For the SNR-300 an expected frequency of core destruction of about $2 \cdot 10^{-6}/a$ has been estimated. About 50 % of these cases are meltdown events without releases of mechanical energy. There is a 70 % conditional probability that the reactor tank fails neither mechanically nor thermally after core destruction, so that the molten core can be retained in the tank for a long period of time. In less than 1 % of all cases the reactor tank is destroyed immediately and the inner containment is damaged.

In the "German Risk Study" an expected core meltdown frequency of altogether $10^{-4}/a$ has been determined for the PWR. Since recriticality of a PWR core during meltdown is impossible due to the low enrichment, there is a clear cut course of the core meltdown. The time history of a core meltdown essentially depends on the cooling conditions. The same holds for the release of radioactive nuclides from the melting core: Except for the time history of meltdown, physical phenomena of the release of radioactive material are very similar for all core meltdown accidents. All core meltdown accidents finally lead to melt-through of the reactor pressure vessel. The only exception is the extremely unlikely steam explosion which shows a different time history. Here, the pressure vessel fails mechanically before melting.

The smallness of the expected core destruction frequency in the SNR-300, relative to the PWR, is mainly due to the high reliability of the shutdown systems and the passive decay heat removal capability.

● External Events

In case of the SNR-300, significant contributions to the risk come from earthquake effects. After core destruction, failure of the containment isolation has to be assumed with high conditional probability.

There is no significant contribution from earthquake effects to the risk of a PWR.

The reason for this difference is not a greater sensitivity of the SNR-300 plant against earthquakes but the lower expected frequency of core destruction accidents due to plant internal events which are in the range of expected frequencies of extremely strong earthquakes (about $10^{-6}/a$). For the PWR the expected frequency of core meltdown is by two orders higher and is therefore not affected by the expected frequencies of earthquakes. The risk contribution resulting from air plane crash, floods, tornados, explosion shock waves and turbine explosion is insignificant for both the SNR-300 and the PWR.

● Releases of Nuclides from the Containment and their Effects in the Environment

Tables 12 and 13 give a survey on the course of releases from SNR-300 and PWR.

Table 12:
Release categories for the SNR-300

Release category	Description	Time of release [h]	Duration of release [h]	Height of release [m]	Energy released [10^6 kJ/h]	Expected frequency of release [$1/a$]	Released fraction of core inventory							
							Xe, Kr	I_{org}	RaI	Cs, Rb	Te, Sb ¹⁾	Ba, Sr	La ²⁾	
1	Core destruction, plug syst. failure, overpressurization failure of outer containment	0	1	100	530	1×10^{-8}	1	-	0.15	0.15	0.15	0.05	0.05	0.05
		22	1	100	-	2×10^{-7}	5.0×10^{-3}	-	2.4×10^{-5}	5.2×10^{-5}	7.6×10^{-5}	5.4×10^{-5}	2.0×10^{-7}	
2	Core destruction, mechanical tank failure, damaged sodium catch pan, loss of power	0	1	10	-	2×10^{-7}	5.0×10^{-3}	-	4.8×10^{-2}	1.4×10^{-3}	5.3×10^{-3}	3.0×10^{-5}	7.4×10^{-7}	
		25	1	100	15	2×10^{-7}	5.7×10^{-1}	2.0×10^{-3}	2.0×10^{-2}	1.1×10^{-3}	1.4×10^{-2}	3.0×10^{-4}	7.4×10^{-4}	
3	Core destruction, thermal tank failure, unfiltered exventing	0	3	100	-	2×10^{-8}	2.2×10^{-1}	2.2×10^{-3}	1.5×10^{-2}	3.0×10^{-2}	1.7×10^{-2}	1.8×10^{-4}	1.5×10^{-4}	
		48	1	100	-	2×10^{-8}	2.6×10^{-1}	2.6×10^{-3}	6.1×10^{-3}	3.0×10^{-4}	5.9×10^{-3}	1.2×10^{-4}	1.2×10^{-4}	
4	Core destruction, thermal tank failure, loss of power, containment isolated	2	1	10	-	2×10^{-7}	7.4×10^{-5}	7.4×10^{-7}	8.8×10^{-6}	1.6×10^{-5}	7.9×10^{-6}	9.3×10^{-8}	9.0×10^{-8}	
		48	1	10	-	2×10^{-7}	8.0×10^{-3}	8.0×10^{-6}	1.3×10^{-5}	2.6×10^{-6}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-7}	1.3×10^{-7}	
5	Core destruction, thermal tank failure	240	1	100	-	3×10^{-7}	6.2×10^{-3}	6.2×10^{-7}	4.6×10^{-10}	8.3×10^{-10}	6.0×10^{-10}	5.6×10^{-12}	4.4×10^{-12}	
		320	1	100	-	3×10^{-7}	6.2×10^{-3}	6.2×10^{-7}	4.6×10^{-10}	8.3×10^{-10}	6.0×10^{-10}	5.6×10^{-12}	4.4×10^{-12}	
A	Failure of cooling system of sodium cooled spent fuel pool	100	1	100	15	4×10^{-5}	-	-	7.3×10^{-3}	4.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	-	-	
		1300	1	100	-	4×10^{-5}	-	-	3.5×10^{-2}	2.2×10^{-2}	4.1×10^{-2}	1.1×10^{-9}	1.1×10^{-10}	
B	Failure of cooling system of gas cooled spent fuel pool	140	3	100	-	10^{-3}	0.5	5.0×10^{-5}	5.0×10^{-6}	5.0×10^{-6}	5.0×10^{-7}	5.0×10^{-10}	-	
		200	2	100	-	10^{-3}	0.5	5.0×10^{-5}	5.0×10^{-6}	5.0×10^{-6}	5.0×10^{-7}	5.0×10^{-10}	-	

1) containing Se
2) containing Ru, Rh, Co, Mo, Tc, Y, La, Zr, Nb, Ce, Pr, Nd, Pm, Pu, Am, Cm

Table 13:
Release categories for the PWR

Release category	Description	Time of release [h]	Duration of release [h]	Height of release [m]	Energy released [10^6 kJ/h]	Expected frequency of release [$1/a$]	Released fraction of core inventory									
							Xe, Kr	I _{org}	I ₂ , Br	Cs, Rb	Te, Sb	Ba, Sr	Ru	La		
1	Core destruction with steam explosion	1	1	30	540	2×10^{-6}	1.0	7.0×10^{-3}	7.9×10^{-1}	5.0×10^{-1}	3.5×10^{-1}	6.7×10^{-2}	3.8×10^{-1}	2.6×10^{-3}		
2	Core destruction, large leak in the containment (ϕ 300 mm)	1	3	10	15	6×10^{-7}	1.0	7.0×10^{-3}	4.0×10^{-1}	2.9×10^{-1}	1.9×10^{-1}	3.2×10^{-2}	1.7×10^{-2}	2.6×10^{-3}		
3	Core destruction, medium leak in the containment (ϕ 80 mm)	2	3	10	1	6×10^{-7}	1.0	7.0×10^{-3}	6.3×10^{-2}	4.4×10^{-2}	4.0×10^{-2}	4.9×10^{-3}	3.3×10^{-3}	5.2×10^{-4}		
4	Core destruction, small leak in the containment (ϕ 25 mm)	2	3	10	-	3×10^{-6}	1.0	7.0×10^{-3}	1.5×10^{-2}	5.1×10^{-3}	5.0×10^{-3}	5.7×10^{-4}	4.0×10^{-4}	6.5×10^{-5}		
5 ¹⁾	Core destruction, overpressure failure, failure of stack filters	0	1	10	-	2.0×10^{-5}	2.0×10^{-5}	1.8×10^{-7}	1.8×10^{-5}	4.7×10^{-5}	3.6×10^{-7}	5.5×10^{-9}	-	-		
		1	1	10	-	2×10^{-5}	2.3×10^{-2}	1.6×10^{-4}	9.6×10^{-4}	6.7×10^{-4}	6.7×10^{-4}	8.0×10^{-5}	5.3×10^{-5}	8.8×10^{-6}		
		25	1	10	200	9.8×10^{-1}	6.8×10^{-3}	9.6×10^{-3}	9.6×10^{-3}	4.5×10^{-4}	7.7×10^{-4}	4.7×10^{-5}	5.3×10^{-5}	9.5×10^{-6}		
6 ¹⁾	Core destruction, overpressure failure	0	1	100	-	7×10^{-5}	2.0×10^{-5}	1.8×10^{-9}	1.8×10^{-8}	4.7×10^{-8}	3.6×10^{-10}	5.5×10^{-12}	-	-		
		1	1	100	-	7×10^{-5}	2.3×10^{-2}	1.6×10^{-2}	9.6×10^{-3}	6.7×10^{-4}	6.7×10^{-4}	8.0×10^{-8}	5.3×10^{-8}	8.8×10^{-9}		
		25	1	10	200	9.8×10^{-1}	6.8×10^{-1}	6.8×10^{-3}	9.6×10^{-3}	4.5×10^{-4}	7.7×10^{-4}	4.7×10^{-5}	5.3×10^{-5}	9.5×10^{-6}		
7	Loss of coolant accident brought under control, large leak in the containment	0	1	10	9	1×10^{-4}	1.7×10^{-2}	3.7×10^{-5}	5.3×10^{-3}	1.3×10^{-2}	2.5×10^{-5}	2.5×10^{-7}	0	0		
8	Loss of coolant accident brought under control	0	6	100	-	1×10^{-3}	4.6×10^{-4}	1.0×10^{-8}	1.2×10^{-8}	2.1×10^{-8}	4.1×10^{-11}	4.1×10^{-13}	0	0		

¹⁾ Since release occurs for a longer time period, the released parts are indicated separately for three time intervals

A comparison of the release categories furnishes the following general informations on the release behaviour of both plants under severe accident conditions:

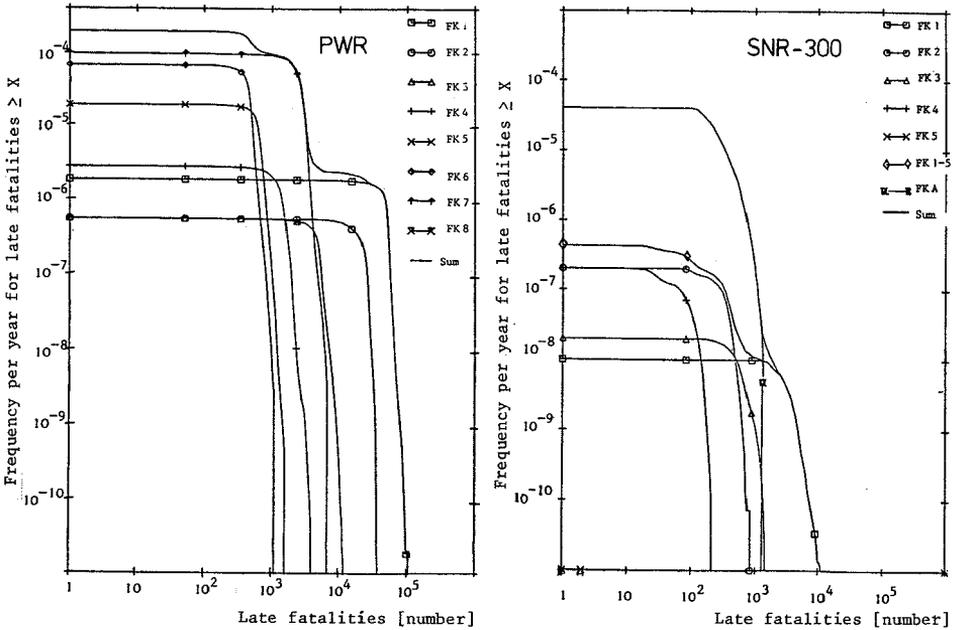
- Except for a core destruction with an extremely high release of mechanical energy, radionuclides are released from the SNR-300 with an even longer delay time than from the PWR.
- In general, the radioactivity released from the SNR-300 is lower than that from a PWR.

These differences are caused in essential by the retention capability of the inner containment. The SNR-300 is designed against core destruction accidents with a release of mechanical energy of up to 370 MJ. Thus, in most of these cases, the core material is retained within the reactor tank; radioactivity can only be released via leakages in the reactor tank plug system. Even with the reactor tank damaged or destroyed, there still remains the inner containment with its further retention capability, including the decay heat removal via the core catcher cooling system, as another barrier protecting the outer containment. A failure of the inner containment by failing one of these systems may be expected in one out of eight cases. As the radioactive substances are included for a relatively long time, deposition processes in the isolated outer containment of the SNR-300 are of particular effectiveness. Due to the retaining function of reactor tank and inner containment, releases into the environment are significantly reduced even if the outer containment is open. In case of the SNR-300, the predominant risk contribution – considering the “risk” as being the product of damage frequency and damage extent – does not result from core destruction accidents. 98 % of this “risk” are caused by a total failure of the cooling system of the sodium cooled storage pool. This result, however, is greatly influenced by extremely pessimistic assumptions made in the analysis of this particular case. Although the release of radioactive material from the sodium cooled storage pool may cause lower consequences than core destruction accidents with immediate containment failure. But its expected frequency of occurrence has been found to be much higher.

Besides these relatively slowly developing processes, rapidly progressing events – which, due to their high energy release, can lead to destruction of the containment within a short time – have been analyzed for both the SNR-300 and the PWR. The released activities approximately correspond to the activity inventory of SNR-300 and PWR, respectively. Less-volatile nuclides are released from the SNR-300 to a higher degree than from the PWR, as SNR fuel reaches very high temperatures during the power excursion.

● Accident Consequences

Early fatalities caused by acute radiation sickness only occur if the radiation exposure has exceeded certain threshold values. Even under most severe accident conditions, such lethal doses of radiation are not reached in the populated vicinity of the SNR-300 plant. This even remains true if evacuation measures remain disregarded in the calculation. Figure 8 presents results of comparing the risk of somatic late fatalities resulting from SNR-300 and PWR.



FK = Release category

Fig. 8: Complementary cumulative distribution function of frequencies for somatic late fatalities at PWR and SNR-300

● **Uncertainty of the Results**

In order to quantify the uncertainty of the results, subjective confidence intervals have been estimated for the expected frequencies of release categories. For the SNR-300 their bandwidth is one order of magnitude wider than for the PWR. This confirms the expectation that a risk analysis for a prototype plant under construction necessarily will end up with wider margins of uncertainty than the risk analysis for an existing plant with operating experience.

Uncertainties of the accident consequences models have not been quantified in the SNR-study. Qualitative estimates, however, show that significant differences are not expected when comparing with the PWR-study.

Though the uncertainty bandwidths obtained in the SNR-300 analysis are much wider than in the PWR analysis, it is indicated that expected frequencies of severe accidents as well as their consequences are smaller for the SNR-300.

When evaluating and comparing the results of both the SNR- and the PWR-study, limitations have to be taken into account, which on one hand result from the specific charters of the studies and on the other hand from methodical problems.

5. Limitations of the SNR-Study

Due to the charter of the study, the following thematic limitations¹⁾ were given:

- The investigations only dealt with risks caused by severe accidents. Risks resulting from normal operation or upset operating conditions have not been investigated. Risks caused by fuel cycle and by waste disposal have been outside the scope of the SNR-study and have not been considered.
- A possible risk contribution due to war has not been investigated; risks caused by sabotage have been discussed only in a qualitative way.
- Risks from other external events have been analyzed for their possible significant risk contribution. Detailed investigations have been carried out for airplane crash and above all for earthquakes.
- Risk contributions from fire inside the plant could only be treated qualitatively, due to the planning state of the plant.
- In many respects the analysis of the SNR-study is based on investigations carried out and confirmed, respectively, by consultants in the context of the licensing procedure. Such investigations had only been checked if the risk analysis had to consider different conditions than the licensing procedure.

Due to the charter of the present study and because of the present state of the SNR-300 plant there is a number of special aspects, which do not decisively affect the comparability of the results, but have to be considered in the evaluation:

- The reference plant of the “German Risk Study” is the Biblis-B nuclear power plant, a PWR with an electric power of 1300 MW. The study was performed with the plant in operation. Worldwide operating experiences with PWRs are available. Biblis-B was taken as representative for a larger number of nuclear power plants in order to estimate the accidental risk caused by all nuclear power plants in the Federal Republic of Germany.

The object of the SNR-300 study was a specific plant. This facility is a prototype plant, which still is under construction. The licensing procedure is not yet terminated. Essential plant components are not yet licensed and important documents for operation (e.g. operating manual, check lists for recurring inspections) are not yet available.

If the analysis had to account for details of design, the present state of planning has been taken as a basis if not remarked otherwise. As far as not yet determined rules of operation had to be considered (e.g. planned manual actions to control accidents, intervals for recurring inspections), assumptions have been made, which can be regarded to be realistic in view of the experiences gained in other nuclear power plants.

- In the PWR-study an expected frequency of $2 \cdot 10^{-6}$ per year has been estimated for the occurrence of release category 1 events, which lead to the most severe consequences. In the SNR-study, event sequences with much lower expected frequency of occurrence have been analyzed in detail, too. Consequences of event sequences with an estimated expected frequency of occurrence of less than 10^{-9} per year have

¹⁾ To a large extent methodical limitations also apply to the “German Risk Study”. They are discussed in the main volume of the study. As they do not vitally influence the comparison between PWR and SNR-300, they are not presented here.

not been analyzed quantitatively though. There is, however, sufficient evidence, that from event sequences with even lower expected frequencies no dramatic increase of consequences is to be expected.

6. Special Problems

When interpreting the results of the analysis, a number of basic aspects have to be considered which in the following are discussed briefly. In part, these aspects are related to risk analyses in general, in part, they are related to the special character of a risk analysis for a prototype plant.

● Human Influence

Despite the high degree of automation in nuclear power plants, situations are conceivable, where the influence of human actions may be important. In reliability analyses these influences are accounted for as far as planned manual actions influence the control of accidents. Unplanned actions of the operating personnel have not been considered. Such actions predominantly could affect the expected frequency of event sequences, both in the positive and in the negative sense.

The evaluation of recorded transients in nuclear power plants indicates, that they have mainly been caused by technical reasons and not by human error. No one of these human errors led to event sequences, which had not been considered in the design of the plant.

Experience also indicates, that transients have been brought under control in most cases before reactor scram was initiated. Transients with consequences that had to be corrected by automatic protection devices and which involved human errors occurred in less than 10% of the investigated cases. Also, in these cases human error never lead to event sequences, which had not been considered in the design of the respective nuclear power plant.

The following aspects have to be considered when evaluating human actions:

- Based on operating experience in other reactors, 12 reactor scrams per year have been estimated. This number also contains reactor scrams caused by human error. Human error in maintenance and testing of safety relevant systems has been considered in the particular reliability analyses.
- Protection devices necessary for the control of accidents are designed in such a way, that an automatic sequence of actions (shutdown, decay heat removal) is carried out over a period of about 30 minutes. Only after this time manual actions of the operating personnel as defined in the operating manual may become necessary for the longterm confinement of accidents. If protection systems are required in the course of an accident, priority circuits guarantee that actions, which are initiated by the reactor protection systems cannot be made ineffective by manual actions. As far as auxiliary systems are considered in the reliability analysis, manual actions have been taken into account in the evaluation.

- For the SNR-300 the course of many accidents is very slow. Thus sufficient time remains to recognize the accident and to conclude from indications of parameters in the control room onto causes of accidents. In such situations manual actions have been accounted for in the study.
- Planned as well as unplanned manual actions cannot lead to principally new event sequences. For the initiation and the course of a core destruction accident it is not important, whether human error was involved in the initiation of the accident.

Summarizing it can be stated that human errors do not lead to event sequences, the effects of which are not covered by other sequences which have been considered in the SNR-study. Human errors can only influence the frequency of particular event sequences which lead to a destruction of the reactor core. On the basis of documents available up to now (due to the present state of planning) it may be assumed, that the contribution of human actions to the expected frequency of accidents leading to core destruction is within the determined bandwidths of the uncertainty.

● **Completeness**

One of the essential steps of the SNR-study is the inclusion of all risk relevant event sequences. First of all, these are events which lead to core destruction and from thereon to destruction of the reactor tank and to releases of radioactive nuclides into the environment. Since the proof of a complete collection of all event sequences is principally impossible, the question remains whether sequences dominantly contributing to the risk may have been omitted.

With regard to the collection of relevant event sequences it is not important to aim at completeness in the sense of investigating in detail all conceivable sequences (which is impossible anyway). It is rather the aim to achieve completeness in the sense of covering potential consequences taking into account the expected frequencies of their occurrence. By the systematic approach it is highly likely that completeness in this sense has been reached.

● **Common Mode Failures**

Besides random failures of components, dependent failures also have to be considered. They could be caused by design errors or by common modes during operation. In order to make common mode failures unlikely, proven design, standardization, redundant and diverse systems, local separation, quality control in planning, construction and operation, etc. are used. For the SNR-300 as a prototype plant the results of reliability analyses are more strongly influenced by common mode failures than they are for the PWR where extensive operating experience is available.

● **Data Basis**

The quantitative evaluation of event sequences determined by means of the event tree analysis, requires to associate probabilities of failure or success with the required functions.

In operating plants expected frequencies of accident initiating events are primarily derived from observations. This could not be applied in the SNR-study, since the facility is not yet in operation. Therefore, observations from other sodium cooled breeder reactors or from other reactor types have to be used.

Failure probabilities of system functions are determined by means of the reliability analysis. The required reliability data cannot be obtained from operating experience with the SNR-300 but have to be estimated from operating experiences for equal or similar components under comparable conditions of operation. Pessimistic estimates were used when employing such data.

● Expert Estimates

Since in risk analyses extremely rare events in frontiers-of-technology-areas are dealt with, the inclusion of expert estimates is indispensable. A partial task of the SNR-study, which had to incorporate expert estimates to a high degree, consisted in estimating the probability of certain effects resulting from core destruction accidents. This serves, among other things, to quantify the degree of conservatism of the analyses, which had to determine the limit load of the SNR-300 tank systems.

Sequence and effects of core destruction accidents are described by a number of computer codes with parameters possibly having a considerable influence. An exact modelling of all individual phenomena is not possible. Therefore, simplified models, empiric relations and subjective opinions have to be incorporated.

When determining the conditional probability for the release of mechanical energy as a consequence of a core destruction accident, international expert opinions have been considered, thus utilizing the experience of scientists and the experimental data of characteristic key parameters for the best possible specification of essential parameters as well as for the quantification of uncertainties. Thus, experiences could be exploited which have been accumulated worldwide in research institutions of the USA, the Federal Republic of Germany, in Japan and in France. Since many years course and effects of core destruction accidents are being investigated in research institutions of these countries.

● Low Probabilities

Expected frequencies of occurrence of event sequences leading to core destruction have been estimated in the SNR-study to be between 10^{-6} per year and 10^{-8} per year. These extremely small values are mainly explained by the high reliability of the reactor shutdown system.

It is not possible to directly derive such high reliabilities from observations with nuclear reactors. In other technologies, however, such high reliabilities are required by regulation authorities; statistical observations show, that they really are reached. For example, in the licensing of commercial airplanes, failure probabilities of $10^{-9}/h$ are required for vital systems like carriage, thrust reversal systems, blind landing approach system.

Statistical data on the recent generation of commercial jet planes turn out several million hours of flying time without accidents. Therefrom it can be concluded that the sum of failure probabilities for a considerable number of systems is between $10^{-6}/\text{demand}$ and $10^{-7}/\text{demand}$. A failure probability well below $10^{-7}/\text{demand}$ for single systems can be derived from this observation.

Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Schwertnergasse 1
5000 Köln 1

Forschungsgelände
8046 Garching

ISBN 3-923875-04-5