

# Mögliche radiologische Auswirkungen eines Versagens des Reaktordruckbehälters des KKW Tihange 2

Übersetzung des englischsprachigen Originaltextes



## Inhalt

<b>ZUSAMMENFASSUNG .....</b>	<b>1</b>
<b>EINLEITUNG .....</b>	<b>2</b>
<b>TIHANGE UNIT 2 – REAKTOR BESCHREIBUNG .....</b>	<b>3</b>
<b>DAS REAKTORDRUCKBEHÄLTER (RDB) PROBLEM .....</b>	<b>3</b>
VERSAGEN DES REAKTORDRUCKBEHÄLTERS BEI TIHANGE BLOCK 2 UND MÖGLICHE FOLGEN .....	5
MÖGLICHER UNFALLVERLAUF IM ZUGE DES VERSAGENS DES REAKTORDRUCKBEHÄLTERS UND DARAUS RESULTIERENDER QUELLTERM UND FREISETZUNG IN DIE UMWELT .....	7
<b>GENERISCHE UNFALLANALYSE UND RADIOLOGISCHE AUSWIRKUNGEN - TIHANGE 2 .....</b>	<b>9</b>
UNFALLQUELLTERM .....	9
AUSBREITUNGSMODELLIERUNG .....	9
RADIOLOGISCHE AUSWIRKUNGEN AUF DIE STADT AACHEN .....	10
<b>SCHLUßFOLGERUNGEN .....</b>	<b>14</b>
<b>LITERATUR .....</b>	<b>16</b>

## Zusammenfassung

Im Jahr 2012 zeigten Ultraschalluntersuchungen am Basismetall der Reaktordruckbehälter (RDB) von Tihange 2 und Doel 3 eine große Anzahl von Einschlüssen / Rissen. Als Konsequenz forderte die belgische Regulierungsbehörde FANC die Lizenznehmer auf, erneut die Sicherheit der beiden Reaktoren zu demonstrieren. Diese Neubewertung wurde im Jahr 2016 von FANC akzeptiert und die Erlaubnis gegeben, den Betrieb bis zum geplanten Laufzeitende nach 40 Jahren fortzusetzen. Es gibt Zweifel bei Experten, ob der RDB von Tihange 2 auch unter Unfallbedingungen noch als sicher einzustufen ist.

Die vorliegende Arbeit postuliert daher ein RDB-Versagen, einen auslegungsüberschreitenden Unfall. Die Analyse basiert auf ingenieurtechnischer Bewertung. Sie zeigt, dass schwere Kerndegradation und ein Versagen des Sicherheitsbehälters als Folge des RDB-Versagens wahrscheinlich sind, oder zumindest, nach aktuellem Stand des Wissens, nicht ausgeschlossen werden können. In einem zweiten Schritt wurden mögliche radiologische Folgen für Aachen nach einer großen Freisetzung im KKW Tihange 2 analysiert. Dafür wurden die Ergebnisse des Projekts FlexRISK herangezogen. Zwei Arten von Ergebnissen aus diesem Projekt – eine einzelne, ungünstige Wettersituation und die wetterbedingte Wahrscheinlichkeit einer Kontamination – werden in diesem Papier diskutiert.

Für einen Unfall bei den angenommenen, ungünstigen Wetterbedingungen konnte gezeigt werden, dass die zu erwartende Lebenszeitdosis für einen Bürger von Aachen 20-mal höher ist, als der Wert, der in der deutschen Strahlenschutzverordnung (§49) festgelegt ist. Die berechnete Dosis für eine Sieben-Tage-Exposition nach diesem Unfall würde gemäß der deutschen Eingreifrichtwerte eine Evakuierung des Raums Aachen erfordern. Diese Auswirkungen auf Aachen sind mit denen auf Städte innerhalb der 20 km Sperrzone von Fukushima vergleichbar. Bei der Auswertung einer Reihe von repräsentativen Wetterbedingungen konnte gezeigt werden, dass die wetterbedingte Wahrscheinlichkeit einer Kontamination für Aachen und den westlichen Teil von Deutschland höher ist, als für die Regionen westlich von Tihange.

## Einleitung

Die StädteRegion Aachen beauftragte das Institut für Sicherheits- und Risikowissenschaften der Universität für Bodenkultur Wien, eine grobe Abschätzung möglicher radiologischer Folgen für die Stadt Aachen, infolge eines Bruchs des Reaktordruckbehälters in Tihange 2 durchzuführen.

Im Jahr 2012 meldete die belgische Atomaufsichtsbehörde, die Federaal Agentschap voor Nucleaire Controle (FANC), dass bei Routineinspektionen mit Ultraschall-Messgeräten Risse in den Reaktordruckbehältern von Tihange 2 und Doel 3 entdeckt wurden (FANC, 2015). Daraufhin wurden beide Reaktoren heruntergefahren und es wurde festgelegt, dass die Reaktoren erst wieder hochgefahren werden dürfen, wenn Electrabel (der Betreiber) nachweisen kann, dass die entdeckten Risse keinen Einfluss auf den sicheren Betrieb der Kernkraftwerke haben. Im Jahr 2014 wurde im Zuge des Sicherheitsnachweises ein Teil eines AREVA Dampferzeugers bestrahlt, welcher aufgrund von Wasserstoff-Flocken (Rissartige Trennungen innerhalb des Werkstoffs) als vergleichbar zu den Reaktordruckbehältern von Doel und Tihange eingestuft wurde. Das Ergebnis der Untersuchung war unerwartet, da der Versuch zeigte, dass die Strahlung einen größeren Einfluss auf die Materialversprödung hatte als angenommen. Daraufhin zog FANC internationale Experten hinzu. Nach weiteren Untersuchungen war FANC der Überzeugung, dass die strukturelle Integrität des Reaktordruckbehälters bis zum Laufzeitende gewährleistet ist, und erlaubte im Jahr 2016 das Wiederhochfahren der Reaktoren.

Diesbezüglich gibt es jedoch keinen wissenschaftlichen Konsens. Unter anderem merkte die deutsche Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) an, dass die Schlussfolgerungen der FANC nicht gänzlich nachzuvollziehen sind. Im Protokoll der 483. Sitzung der RSK vom 13.04.2016 steht im Fazit: „[...] kann davon ausgegangen werden, dass unter Betriebsbelastungen ein Integritätsverlust der drucktragenden Wand der RDB nicht zu unterstellen ist. Bezüglich der Störfallbelastung ist [...] für die RSK nicht nachvollziehbar, dass die hierfür geforderten und in den Nachweisen ausgewiesenen Sicherheitsabstände tatsächlich erreicht werden.“ (RSK, 2016)

Wie in fast allen kommerziellen Kernkraftwerken, wird auch in Tihange 2 postuliert, dass ein Versagen des Reaktordruckbehälters aufgrund von hohen Qualitätsstandards ausgeschlossen ist. Dieses Postulat ist notwendig, weil für einen Versagen des Reaktordruckbehälters aufgrund des Konzepts der Anlagen kein Nachweis der Sicherheit mehr geführt werden kann. Das Versagen des RDB geht also über die Design-Grundlage hinaus. Das Kühlsystem und das Containment wurden dementsprechend nur so ausgelegt, dass sie einen doppelendigen Bruch einer Hauptkühlmitteleitung am Stutzen des Reaktordruckbehälters beherrschen. Kleinere Brüche im Reaktordruckbehälter könnten beherrschbar sein, große Brüche im Reaktordruckbehälter bergen aber die Gefahr, dass es zu Belastungen des Sicherheitsbehälters kommt, welche die Auslegung überschreiten.

Die vorliegende Analyse bewertet nicht die Wahrscheinlichkeit eines Versagens des Reaktordruckbehälters in Tihange 2. Ein großräumiges Versagen des Reaktordruckbehälters wird als gegeben angenommen. Der erste Teil der Analyse zeigt eine grobe qualitative Abschätzung möglicher Auswirkungen eines solchen Ereignisses auf. Da in einem solchen Fall frühe große Freisetzungen nicht ausgeschlossen werden können, untersucht der zweite Teil die radiologischen Auswirkungen für die Stadt Aachen. Für den Quellterm und die

Ausbreitungsrechnungen wurde auf das Forschungsprojekt FlexRISK<sup>1</sup> zurückgegriffen, welches im Jahr 2013 abgeschlossen wurde. Das Projekt wurde an der Universität für Bodenkultur in Wien durchgeführt und hatte zum Ziel Risiken und Auswirkungen von großen KKW-Unfällen in Europa zu analysieren.

## Tihange Unit 2 – Reaktor Beschreibung

Tihange Block 2 ist ein Kernkraftwerk in Belgien in der Nähe der Stadt Huy, gelegen am rechten Ufer der Maas. Block 2 von Tihange ist ein Druckwasserreaktor (DWR), welcher von Framatome (jetzt AREVA) geliefert wurde. Der Block wird von Electrabel betrieben, einem Unternehmen der GDF-SUEZ Gruppe, und hat eine Betriebserlaubnis bis 2023. Der Reaktor hat eine thermische Leistung von 3064 Megawatt und eine elektrische Leistung von 1008 Megawatt. Seit 1995 wird neben Uran auch Plutonium - als sogenannter MOX Brennstoff - im Reaktor verwendet.

Der Block besitzt einen doppelten Sicherheitsbehälter. Der innere, primäre Sicherheitsbehälter ist darauf ausgelegt, im Falle eines Unfalls Freisetzungen in die Umwelt zu verhindern, und besteht aus Spannbeton mit Stahlplattierung. Der äußere, sekundäre Sicherheitsbehälter besteht aus Stahlbeton. Die Aufgabe des sekundären Sicherheitsbehälters besteht hauptsächlich darin, den primären Sicherheitsbehälter gegen Einwirkungen von außen (z.B.: Flugzeugabstürze, etc...) zu schützen. Der sekundäre Sicherheitsbehälter hat keine Stahlplattierung und ist nicht darauf ausgelegt, druckhaltend zu sein. Jede Leckage aus dem primären Sicherheitsbehälter gelangt in den Ringraum zwischen dem primären und dem sekundären Sicherheitsbehälter, von wo aus diese durch Filtersysteme geschleust wird, um schließlich über den Abluftschacht an die Umwelt abgegeben zu werden.

Tabelle 1: Kennzahlen des KKW Tihange 2

<b>Reaktor Typ</b>	DWR	Baubeginn	01.04.1976
<b>Reaktor Modell</b>	Framatome 3-loop	Erste Kritikalität	05.10.1982
<b>Thermische Leistung</b>	3064 MW	Netzsynchroisation	01.06.1983
<b>Elektrische Leistung (net)</b>	1008 MW	Kommerzieller Betrieb	13.10.1982
<b>Elektrische Leistung (brutto)</b>	1055 MW	Geplanter Abschalttermin	01.01.2023

## Das Reaktordruckbehälter (RDB) Problem

Der Reaktordruckbehälter (RDB) ist die wichtigste druckhaltende Komponente des nuklearen Dampferzeugungssystems. Er dient dem Einschluss des Reaktorkerns unter hohem Druck und Temperaturen. Des Weiteren stabilisiert der RDB die Einbauten und den Kern (IAEA, 1999).

Bei Ultraschalluntersuchungen wurden im September 2012 in Tihange Block 2 zahlreiche Schadstellen (auch als Indikationen, Risse oder Fehler bezeichnet) im Grundwerkstoff identifiziert. 1931 Schadstellen betrafen

<sup>1</sup> <http://flexrisk.boku.ac.at>.

den oberen Teil des Kernrings und 80 Schadstellen den unteren Teil des Kernrings. Keine Fehler wurden im Bereich des Übergangsrings und der Stutzen gefunden. Bei Untersuchungen im Jahr 2014 wurden 3064 Schadstellen im oberen Teil des Kernrings und 85 im unteren Teil gefunden (FANC, 2015, p. 32).

Die meisten Fehler liegen, von der Innenseite aus gemessen, in einer Tiefe von 20 bis 70 mm. Die Schadstellen verteilen sich über den gesamten Umfang des Mantels und sind laminare Risse, welche sich fast ausschließlich parallel zur Wand des RDB verteilen. Die Risse haben eine gerundete Form. Die jüngsten Inspektionen (2014) zeigen Fehler mit maximalen x / y-Ausdehnungen von 155 / 71 mm, die durchschnittlichen x / y-Abmessungen sind ca. 15 / 15 mm (FANC, 2015, p. 32).

Die belgische Aufsichtsbehörde FANC stellt folgendes fest:

*“The failure of the reactor pressure vessel is not envisaged: the margins incorporated in the design and construction of this component, according to stringent codes, ensure that cracking or failure of the reactor vessel is virtually impossible.*

*Moreover, this scenario is not covered by safety studies, and the existing safety systems are not designed to handle such an occurrence.*

*A major crack or fracture in the reactor pressure vessel would lead to a loss of water inventory and, in case of absence of cooling, to a possible core meltdown (referred to as a "severe accident").”(FANC, 2013, p. 10)*

Die FANC folgert (FANC, 2013, p. 29):

*“Some uncertainty still exists regarding the capability to properly detect and characterize all present flaws in the reactor pressure vessel. In particular, tilted flaws, hidden flaws, flaws nearby the interface cladding/base metal, and smaller flaws may not be completely identified or fully described, implying a possible underestimation of the number and significance for safety of the flaw indications reported to date.”*

Die FANC kommt zu dem Schluss, dass die Risse wasserstoffinduziert (Wasserstoff-Flocken) sind, welche während des Fertigungsprozesses entstanden sind. Allerdings weist die FANC darauf hin,

*"not possible to guarantee this assumption with absolute certainty without performing destructive testing on the reactor pressure vessels, which is not an option" (FANC, 2013, p. 34).*

Electrabel (der Betreiber) folgert, dass die einzig möglichen Ausbreitungsmechanismen Ermüdungsrisse sind, deren Wachstum auf unter 2,2% in 40 Jahren berechnet wurde. Der Betreiber schlussfolgerte daraufhin *"[there] is no risk of ligament cracking between the flakes".*

Die FANC erklärte, dass eine signifikante Entwicklung der wasserstoffinduzierten Risse unwahrscheinlich ist:

*“... the only theoretical propagation mechanism is low cycle fatigue, which is considered to have a limited effect. However, there is little literature or experience about the influence of irradiation on flaw propagation in zones with hydrogen flakes. Hence, the potential evolution of the flaws under irradiation cannot be completely ruled out at this stage.”*

Die Deutsche Reaktor-Sicherheitskommission scheint über die Materialeigenschaften für den Normalbetrieb weniger besorgt zu sein (RSK, 2016).

*“ ... kann davon ausgegangen werden, dass unter Betriebsbelastungen, ein Integritätsverlust der drucktragenden Wand der RDB nicht zu unterstellen ist.“*

Ziemlich besorgt äußerte sie sich zur Störfallsituation:

*„Bezüglich der Störfallbelastung ist aufgrund der oben genannten offenen Fragen für die RSK nicht nachvollziehbar, dass die hierfür geforderten und in den Nachweisen ausgewiesenen Sicherheitsabstände tatsächlich erreicht werden.“*

### ***Versagen des Reaktordruckbehälters bei Tihange Block 2 und mögliche Folgen***

Es wird angenommen, dass der Reaktordruckbehälter (RDB) bei Tihange Block 2 unterhalb des Stutzens versagt, wo der RDB mit den Kühlmittleitungen verbunden ist. Als Folge eines solchen Versagens würde der untere Teil des RDB (derjenige Teil unterhalb des Bruchs) nach unten gedrückt. Dadurch würde sich eine Einwirkung auf die Stahlplattierung des Sicherheitsbehälters und den Betonsockel ergeben. Die genaue Auswirkung auf den Betonsockel ist unsicher, solange es keine Berechnungen und Modellierungsergebnisse dazu gibt.

Es kann allerdings davon ausgegangen werden, dass der Druck im primären Sicherheitsbehälter massiv ansteigen wird. Es ist wahrscheinlich, dass ein solcher Druckanstieg den Auslegungsdruck des Sicherheitsbehälters um das zwei- bis dreifache übersteigen wird (Diese Annahme basiert auf vergleichbaren Berechnungen für ähnliche Sicherheitsbehälter in probabilistischen Sicherheitsanalysen).

Ein solches Versagen führt wahrscheinlich zu einem Dehnen und Reißen der vorgespannten Spannglieder, mit dem Ergebnis, dass die Wand des Sicherheitsbehälters in der Nähe des Mittelpunktes des Sicherheitsbehälters reißt. Ein solches Ergebnis konnte im Zuge eines Großversuchs (Versuchsmaßstab 1:4) der Sandia National Laboratories beobachtet werden. Allerdings muss angeführt werden, dass bei jenem Großversuch leicht andere Bedingungen herrschten als in dem hier beschriebenen Fall. Der Großversuch wurde mit Wasser im System und Gasdruck oberhalb des Wassers durchgeführt, wobei der Druck langsam aufgebaut wurde. Beim Großversuch versagte der Sicherheitsbehälter beim 2,4 bis 2,5-fachen Auslegungsdruck (Sandia National Laboratories, 2003).



Abbildung 1: Versagen des Sicherheitsbehälters beim Maßstabexperiment 1:4 (Sandia National Laboratories, 2003)

Der Sandia Bericht gibt zu bedenken:

*“While the tests successfully obtained data on the response to pressurization and, secondarily, to prestressing, the application and interpretation of these results should recall that the test load does not faithfully represent the complex loading environment that will exist during a severe accident. The effects of temperature, the temporal relationship between pressure and temperature, the composition of the internal atmosphere, and the rate of loading may all affect the response and failure modes and the sequence of these events and should be considered in any evaluation of containment capacity.”*

Ein rapider Druckanstieg wird mit großer Wahrscheinlichkeit von einem großen Bruch des primären Sicherheitsbehälters begleitet. Dann ergeben sich folgende Fragen:

- Was passiert mit dem sekundären Sicherheitsbehälter?
- Was geschieht mit dem Ringraum des Sicherheitsbehälters und der Verbindung zum Abluftschacht (und damit einhergehend mit dem Filtersystem)?
- Welchen Effekt hat ein rapider Druckanstieg und das Versagen des primären Sicherheitsbehälters auf das Sicherheitsbehälter-Sprühsystem, dessen Rohrleitungen und auf das Sprühsystem innerhalb des primären Sicherheitsbehälters?

Der Großversuch der Sandia National Laboratories hat gezeigt, dass im Fall eines Versagens des primären Sicherheitsbehälters große Mengen an Schutt und Trümmerteilen erzeugt werden. Darauf aufbauend kann davon ausgegangen werden, dass im Falle eines Versagens des primären Sicherheitsbehälters auch der sekundäre Sicherheitsbehälter versagen kann. Wenn man einen solchen Effekt annimmt, ist es wichtig sich zu vergegenwärtigen:



- Der sekundäre Sicherheitsbehälter hat keine Stahlplattierung.
- Der sekundäre Sicherheitsbehälter ist darauf ausgelegt, Einwirkungen von außen zu widerstehen und nicht Einwirkungen von innen, welche mit einem plötzlichen Druckanstieg im Ringraum des Sicherheitsbehälter einhergehen.

Für den Fall, dass der sekundäre Sicherheitsbehälter nicht sofort nach dem primären Sicherheitsbehälter versagt, muss man den Effekt eines rapiden und großen Druckanstiegs<sup>2</sup> im Ringraum des Sicherheitsbehälters auf die Luftschächte, welche den Ringraum mit dem Filtersystem und dem Abluftschacht verbinden, betrachten. Es gibt in der freien Literatur kaum Details zu der Struktur dieser Luftschächte. Nichts desto weniger kann man davon ausgehen, dass die Luftschächte und das Filtersystem auf Auslegungsunfälle für den primären Sicherheitsbehälter ausgelegt wurden, plus einer gewissen Leckagerate. Es muss davon ausgegangen werden, dass, auch wenn der sekundäre Sicherheitsbehälter das dynamische Versagen des primären Sicherheitsbehälters übersteht, die Luftschächte sofort Versagen werden, was zu einer Zerstörung oder Umgehung der Filter führen wird. Für beide Fälle, entweder das strukturelle Versagen des Sicherheitsbehälters, oder das Versagen der Luftschächte, wäre das Ergebnis eine geringe Freisetzungshöhe (Höhe des Abluftschachtes) von Radionukliden im Zuge des Versagens des Reaktordruckbehälters.

Ein letzter zentraler Punkt in diesem Zusammenhang ist der Zustand der Sicherheitsbehälter-Sprühanlage und der dazugehörigen Leitungen, und ob diese einen rapiden Druckanstieg im Zuge des Versagens des Reaktordruckbehälters und das dynamische Versagen des primären Sicherheitsbehälters überstehen würden. Der Bericht und Bilder des Großversuchs der Sandia National Laboratories legen die Schlussfolgerung nahe, dass die dynamischen Kräfte und der großflächige Bruch des primären Sicherheitsbehälters zu einem Versagen der Sprühdüsen der Sprühanlagen führen können. Sollte dies geschehen, auch unter der Annahme, dass das Leitungssystem für die Sprühanlage intakt bleibt, wäre die Sprühanlage nicht in der Lage die Menge der freigesetzten Radionuklide effektiv zu reduzieren.

### ***Möglicher Unfallverlauf im Zuge des Versagens des Reaktordruckbehälters und daraus resultierender Quellterm und Freisetzung in die Umwelt***

Unter der Annahme, dass der Reaktordruckbehälter versagt, kann das eingespeiste Wasser (für den Fall dass die Rohrleitungen für die Kühlung noch intakt sind) die Kernschmelze nur kurzzeitig verhindern, da das Wasser nicht in dem geborstenen Reaktordruckbehälter bleiben wird. Das Versagen des Reaktordruckbehälters kann unterschiedliche Auswirkungen auf den Reaktorsumpf haben. Für den Fall, dass der untere Teil des Reaktordruckbehälters versagt und auf den Betonsockel aufschlägt, kann angenommen werden, dass aufgrund des Aufpralls Schutt entsteht, welcher den Reaktorsumpf verstopft. Zum anderen kann der Aufprall die strukturelle Integrität des Reaktorsumpfes beeinträchtigen und Risse erzeugen. Sollte etwas Derartiges geschehen, würde eine Umwälzung des Kühlmittels aus dem Sumpf unmöglich werden und die Einspeisung würde enden sobald die Wassertanks leer sind.

Ohne Kühlmittleinspeisung bzw. -zirkulation kann ein Kernschaden sehr bald nach dem Versagen des Reaktordruckbehälters erwartet werden. Für den Fall eines großen Kühlmittelverluststörfalls (LOCA) mit einem funktionsfähigen Reaktordruckbehälter und unter der Annahme eines Versagens der Einspeisung,

---

<sup>2</sup> Dieser Druckanstieg ergibt sich aus der Tatsache, dass das Volumen des Ringraums des Sicherheitsbehälters viel kleiner ist als das Volumen des primären Sicherheitsbehälters.

ergeben aktuelle Berechnungen eine Kernschmelze nach 20 bis 30 Minuten. Für den Fall, dass der untere Teil des Reaktordruckbehälters versagt hat, würde eine Kernschmelze ohne Zusatzeinspeisung sehr wahrscheinlich noch schneller zu erwarten sein. Für den Fall, dass die Kühlmittleinspeisung funktioniert, obwohl der Reaktordruckbehälter versagt hat, kann die Kernschmelze nur so lange verhindert werden, so lange Wasser eingespeist werden kann.

In allen Szenarien, in welchen man ein Versagen des Reaktordruckbehälters annimmt, kommt es sehr schnell zu einer Kernschmelze. Die Annahme, dass der primäre Sicherheitsbehälter und wahrscheinlich auch der sekundäre Sicherheitsbehälter versagen werden, führt in weiterer Folge dazu, dass Kerndegradierung und Kernschmelze unter Anwesenheit von Luft stattfinden werden. Hohe Temperaturen des Kernbrennstoffs können erwartet werden, da es zu einer Oxidation des Kernbrennstoffs während der Degradierungs- und Schmelzphase kommt. Ein Großteil der Freisetzung kann innerhalb der ersten Stunden erwartet werden, aber mit einem offenen Sicherheitsbehälter und einem Reaktorkern, der fast zu 100% geschmolzen ist, kann erwartet werden, dass die Freisetzung über mehrere Tage andauert.

Es kann eindeutig festgestellt werden, dass im Fall eines Versagens des Reaktordruckbehälters eine große frühe Freisetzung ohne weitere Analysen nicht ausgeschlossen werden kann. Um einen Eindruck vom möglichen Quellterm zu geben, der Ergebnis eines solchen Unfalls ist (Kernschmelze und Versagen des Sicherheitsbehälters), werden im Folgenden zwei Containment-Bypass-Szenarien dargestellt, wie sie in der Literatur zu finden sind:

- Bei Umgehung der Rückhaltefunktion des Sicherheitsbehälters (Dampferzeugerheizrohrbruch mit offenem Sicherheitsventil) muss mit einer Freisetzung von 44,7% des Iods, 27,2% des Caesiums, 1,63% des Tellurs, 0,36% des Strontiums und 4,48% des Rutheniums gerechnet werden (Sholly, Müllner, Arnold, & Gufler, 2014). Im Fall eines Versagens des Reaktordruckbehälters kann man von einem noch größeren Quellterm ausgehen, zumal es zu einem sofortigen Versagen des Sicherheitsbehälters kommen kann und die Kernschmelze in Anwesenheit von Sauerstoff stattfindet.
- Die IRSN, ein französisches Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit, nimmt den folgenden Quellterm S1, für die französischen Druckwasserreaktoren der 900 MWe Klasse, an (Versagen des Sicherheitsbehälters nur wenige Stunden nach dem Beginn des Unfalls): 60% Iod, 40% Caesium, 8% Tellur, 5% Strontium, 2% Ruthenium, 0.3% Lanthanoide und Actiniden (IRSN, 2015, p. 71).

## Generische Unfallanalyse und radiologische Auswirkungen - Tihange 2

### *Unfallquellterm*

Der Quellterm für die Ausbreitungsrechnungen – als Teil des gesamten Kerninventars – ergibt sich aus den aufgrund des Unfallablaufs zu erwartenden Freisetzungsteilen.

Das Kerninventar, das für die Analyse verwendet wurde, basiert auf dem veröffentlichten Inventar des deutschen Reaktors Isar 2 (vgl. SSK, 2003, S. 8–9), der wie Tihange MOX Brennstoff verwendet. Das Inventar wurde entsprechend der Unterschiede in der thermischen Leistung der beiden Reaktoren skaliert.

Wie im vorhergehenden Abschnitt beschrieben, kann nach derzeitigem Stand nicht davon ausgegangen werden, dass, bei einem Versagen des RDBs, ein Kernschaden verhindert werden kann und der Sicherheitsbehälter standhält. Auf der Grundlage einer ingenieurtechnischen Beurteilung, d.h. ohne weiteren quantitativen technischen oder rechnerischen Nachweis, ist durch solch ein RDB-Versagen eine große Freisetzung zu erwarten. Aus diesem Grund wurde ein großer Quellterm aus dem FlexRISK Projekt zur Analyse der Auswirkungen gewählt:

- 100% der Edelgase (Xenon, Krypton),
- 30% der Alkalimetalle (Cäsium, Rubidium),
- 30% der Halogene (Iod, Brom),
- 12% der Tellur-Gruppe, 6% des Strontiums und 8% der Edelmetalle.

Dabei wurde eine Freisetzungsdauer von vier Stunden angenommen, beginnend von drei Stunden nach Eintritt des Versagens des Reaktordruckbehälters.

### *Ausbreitungsmodellierung*

Für die vorliegende Studie wurden die Ergebnisse aus dem FlexRISK Projekt<sup>3</sup> genutzt, das vom Institut für Meteorologie und dem Institut für Sicherheits- und Risikowissenschaften der Universität für Bodenkultur in Wien und dem Österreichischen Ökologie-Institut durchgeführt wurde. Ziel von FlexRISK war es, die geografische Verteilung des Risikos zu bestimmen, das von einem schweren Unfall in einem ausgewählten KKW in Europa ausgeht. Die Ausbreitungsrechnungen wurden mit dem Lagrangeschen Partikelmodell (LPDM) FLEXPART<sup>4</sup> durchgeführt (Stohl, Forster, Frank, Seibert, & Wotawa, 2005; Stohl, Hittenberger, & Wotawa, 1998). LPDMs haben deutliche Vorteile für die Simulation von Freisetzungen aus Punktquellen, da sie die künstliche Glättung und Verbreiterung der Fahne, wie sie bei Eulerschen Modellen auftritt, aufgrund der Rasterauflösung vermeiden (Arnold et al., 2013).

Im Folgenden werden zwei ausgewählte Ergebnisse aus den FlexRISK-Berechnungen zu Tihange 2 präsentiert: Erstens eine Ausbreitungsrechnung für eine bestimmte Wetterbedingung mit dem oben angeführten

---

<sup>3</sup> Siehe <http://flexrisk.boku.ac.at/> und (Seibert et al., 2013).

<sup>4</sup> Das zugrundeliegende FLEXPART-Modell ist innerhalb der wissenschaftlichen Community etabliert, vgl. <http://transport.nilu.no/flexpart/flexpubs>. Es wird an Einrichtungen wie der Eidgenössische Materialprüfungs- und Forschungsanstalt, der amerikanischen National Oceanic & Atmospheric Administration und der österreichischen Zentralanstalt für Meteorologie und Geodynamik für die Ausbreitungsmodellierung verwendet.

Quellterm, zweitens eine meteorologische Wahrscheinlichkeitskarte, die eine repräsentative Anzahl von Wetterbedingungen (ca. 3000) für die Ausbreitungsrechnung verwendet. Dadurch kann gezeigt werden, mit welcher Wahrscheinlichkeit (aufgrund der Wetterbedingungen um Tihange 2) bestimmte radiologische Auswirkungen in den Regionen um Tihange 2 zu erwarten sind, sollte es zu einem schweren Unfall kommen.

Die methodische Herangehensweise im FlexRISK Projekt war es, eine große Anzahl an möglichen meteorologischen Situationen zu simulieren. Durch die statistischen Auswertungen der Ergebnisse werden die klimatologischen Verteilungseigenschaften der Atmosphäre in den jeweiligen Regionen abgebildet. Folgende Kriterien wurden angewandt:

1. Die Anzahl der Simulationen sollte groß genug sein, so dass die Ergebnisse nicht ungebührlich durch die Auswahl der Ereignisse beeinflusst werden.
2. Die Simulationen sollten gleichmäßig über das Kalenderjahr verteilt sein.
3. Der Beginn der Simulationen (Freisetzungzeiten) sollte gleichmäßig über die Stunden des Tages verteilt sein, ohne saisonale oder geografische Verzerrung.

In einem letzten Schritt konnten die resultierenden Dosisbelastungen<sup>5</sup> berechnet und die Folgen eines schweren Unfalls abgeschätzt werden. Weitere Details zu den Annahmen, dem Model und den Unsicherheiten sind dem FlexRISK bericht zu entnehmen (Seibert et al., 2013).

### *Radiologische Auswirkungen auf die Stadt Aachen*

Im Folgenden werden ausgewählte Ergebnisse – mit Auswirkung auf Aachen – für die postulierte Freisetzung dargestellt.

Im Projekt FlexRISK wurden, wie bereits erwähnt, etwa 3000 für den Standort repräsentative Wettersituationen für die Berechnungen herangezogen. Als radiologisches Kriterium wurde die Überschreitung von Kontaminationswerten für Cäsium-137 herangezogen. Als Grenzwerte wurden dazu 1480 kBq/m<sup>2</sup>, das Limit für die Absiedelung der Bevölkerung nach Chernobyl, und 185 kBq/m<sup>2</sup>, jene Kontamination, bei der mit einer zusätzlichen jährlichen Dosis von mehr als 1 mSv zu rechnen ist, herangezogen. Die Abbildungen 2 und 3 zeigen die wetterbedingte Wahrscheinlichkeit, dass diese Werte überschritten werden. Die spezifische meteorologische Situation von Tihange 2 macht eine Kontamination von Aachen wahrscheinlicher als von gleich weit entfernten Orten in Richtung Süd-West.

Für die weiteren Abbildungen (4-6) wurde eine einzelne, für Aachen sehr ungünstige Wettersituation ausgewählt. Dies stellt einen Grenzfall dar, ohne dass dabei eine Wahrscheinlichkeit zugeordnet wird.

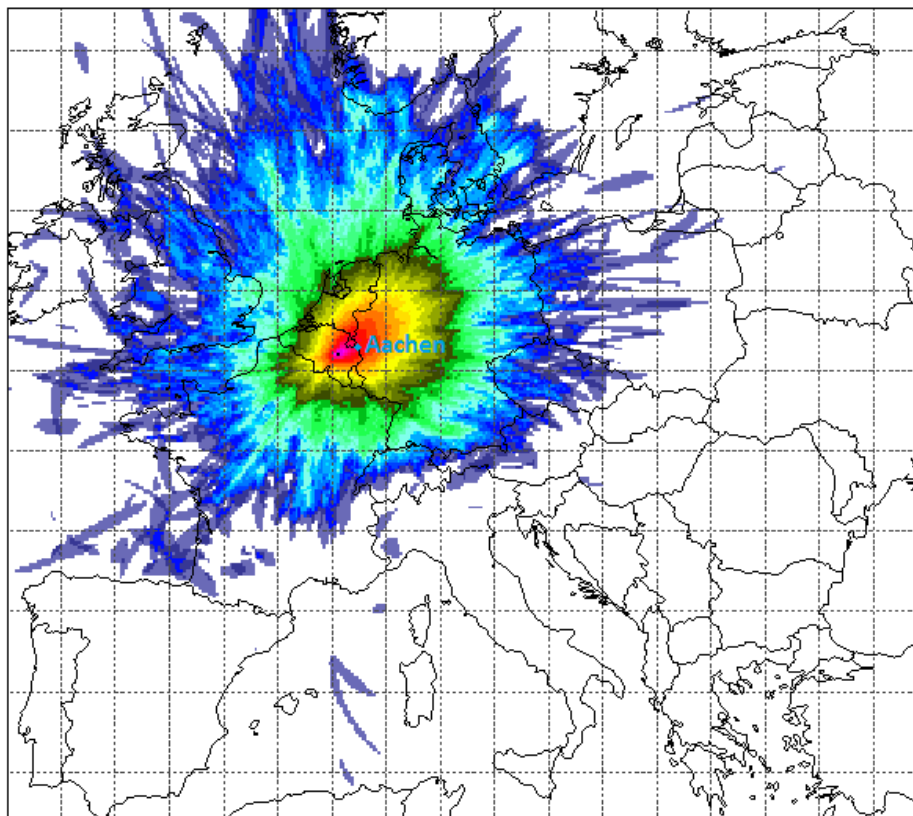
Die Darstellungen erlauben den Vergleich der Sieben-Tage-Effektivdosis mit den deutschen Eingreifrichtwerten (Abb. 4) und den Vergleich der Lebenszeitdosis mit der deutschen Strahlenschutzverordnung (Abb. 5). Abbildung 6 stellt die modellierte Cs-137 Deposition der ausgewählten Wettersituation den Kontaminationsmustern aus Fukushima gegenüber.

---

<sup>5</sup> Für die Dosisberechnungen wurden 20 Radionuklide herangezogen (Seibert et al., 2013, p. 41).

### Tihange-2

[Weather-related] Probability of deposition >1480.00 kBq Cs-137/m<sup>2</sup>



Copyright: Project flexRISK (flexrisk.boku.ac.at), financed by Klima- + Energiefonds, Austria

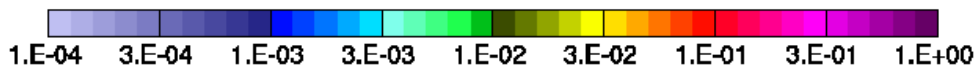
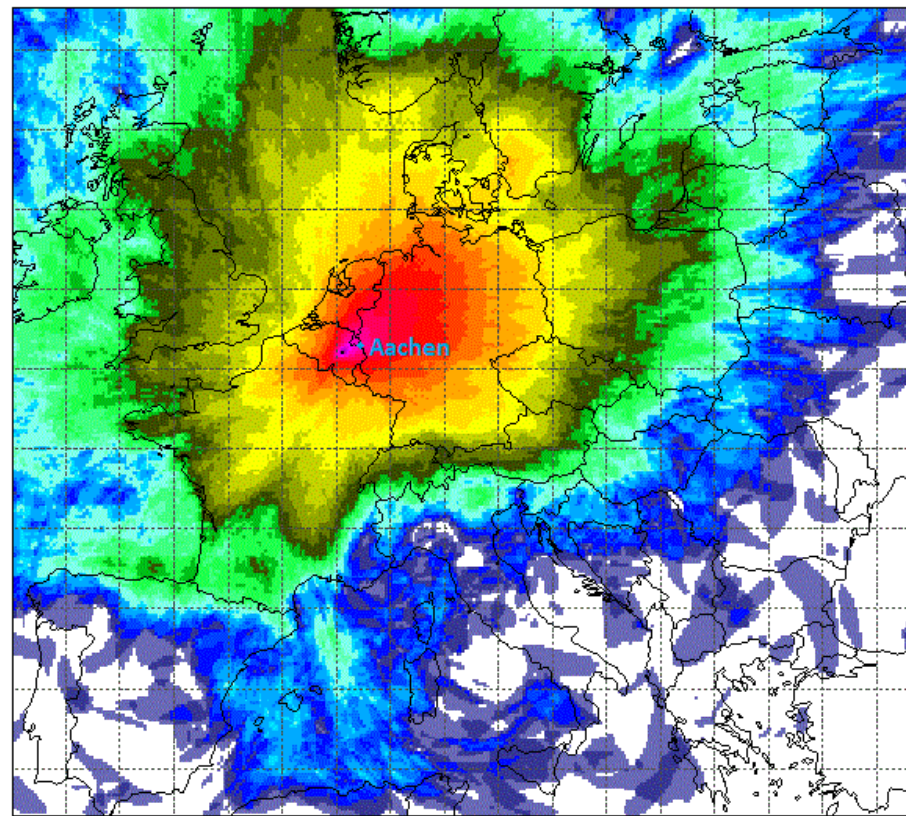


Abbildung 2: Wetterbedingte Wahrscheinlichkeit für eine Deposition von mehr als 1480 kBq Cs / m<sup>2</sup> (Limit für die Absiedelung nach Chernobyl).

### Tihange-2

[Weather-related] Probability of deposition > 185.00 kBq Cs-137/m<sup>2</sup>  
Maximum in AT 2.98 %



Copyright: Project flexRISK (flexrisk.boku.ac.at), financed by Klima- + Energiefonds, Austria

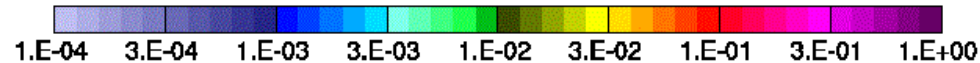
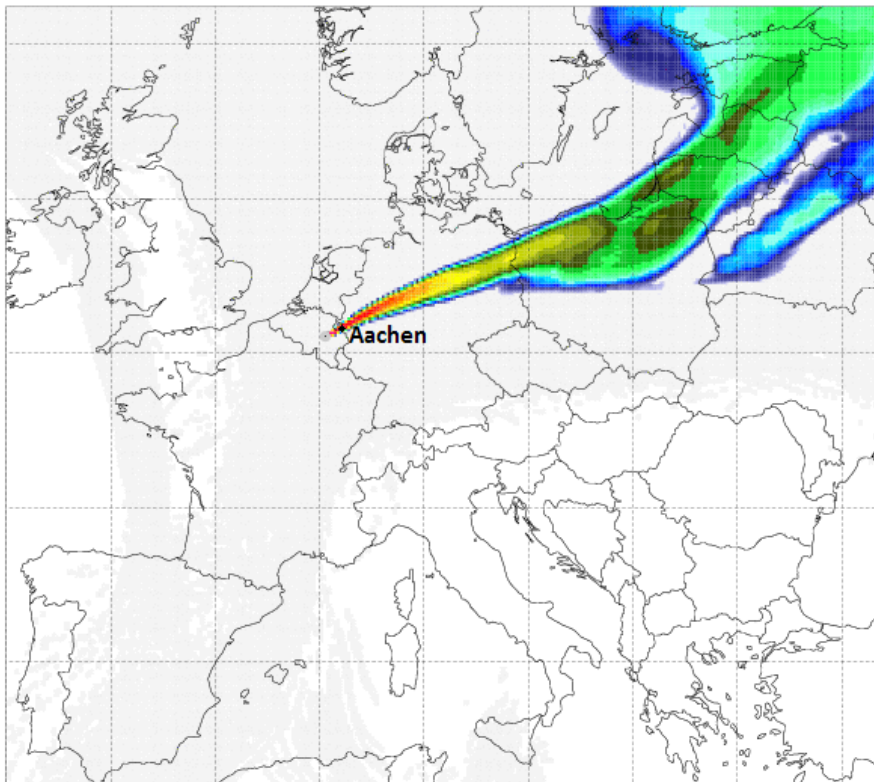


Abbildung 3: Wetterbedingte Wahrscheinlichkeit für eine Deposition von mehr als 185 kBq Cs / m<sup>2</sup>.

Tihange-2 | Effective dose adult 07 d  
 Release R02-44 | 118.7 PBq (30.00%) of Cs-137, etc.  
 Simulation start 19950215 14 stop 19950302 14



Copyright: Project flexRISK (flexrisk.boku.ac.at), financed by Klima- + Energiefonds, Austria

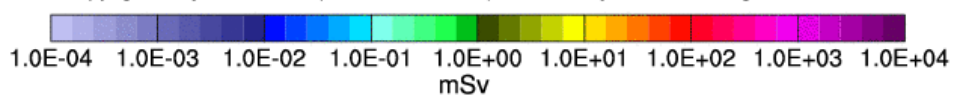
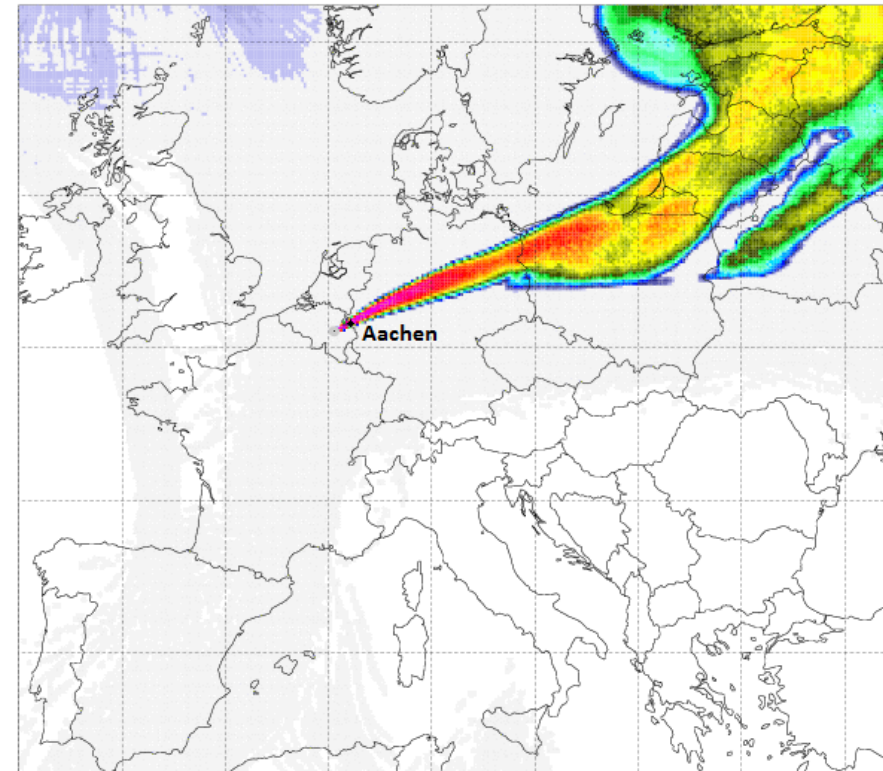


Abbildung 4: 7-Tage Effektivdosis für das gewählte Szenario. Zum Vergleich mit den deutschen Eingreifrichtwerten (SSK, 2014).

Tihange-2 | Effective dose adult life  
 Release R02-44 | 118.7 PBq (30.00%) of Cs-137, etc.  
 Simulation start 19950215 14 stop 19950302 14 | Max AT 0.00



Copyright: Project flexRISK (flexrisk.boku.ac.at), financed by Klima- + Energiefonds, Austria

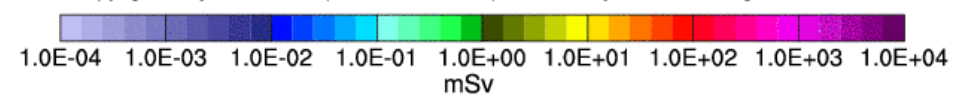
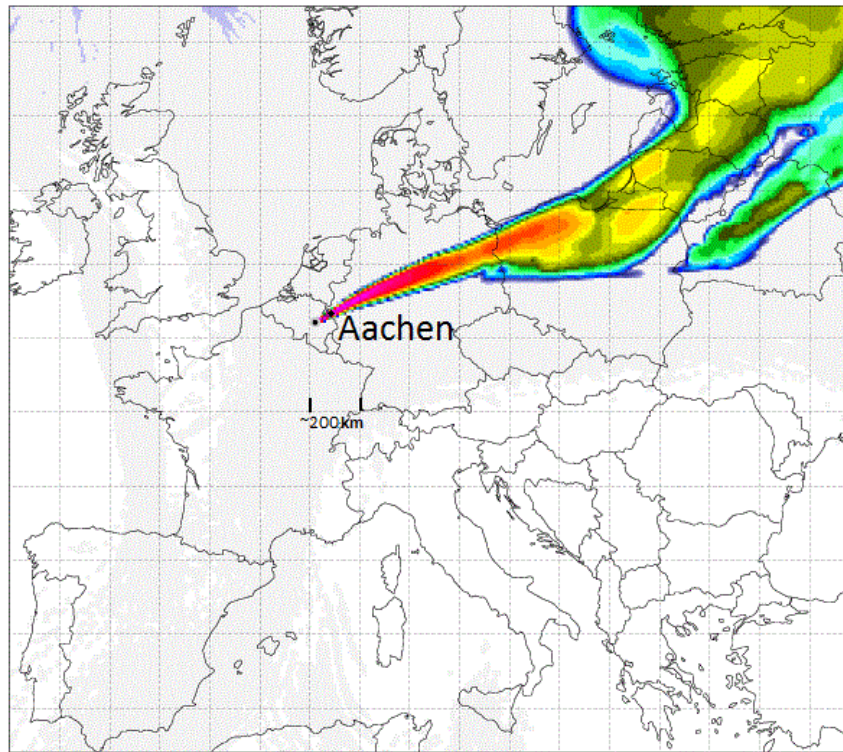


Abbildung 5: Lebenszeitdosis für das gewählte Szenario. Zum Vergleich mit den deutschen Störfallplanungsdosis (StrlSchV, 2001).

**Tihange-2**  
**Deposition from a 118.68 PBq release of Cs-137**  
**Simulation start 19950215 14 Actual time 19950302 14**



Copyright: Project flexRISK (flexrisk.boku.ac.at), financed by Klima- + Energiefonds, Austria

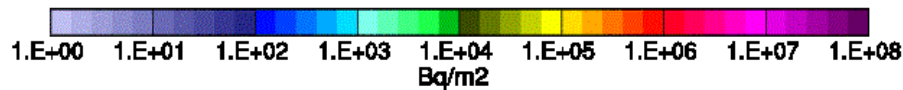


Abbildung 6: Vergleich des gewählten Szenarios mit der Kontamination in Fukushima.

Anmerkungen zu den Unterschieden in der Darstellung:

- Links wird eine logarithmische Skala verwendet, rechts eine lineare. Gelb bis rot auf der rechten Skala entspricht dem rötlichen Bereich auf der linken Skala, beginnend mit 1.E+06 (1000k Bq/m<sup>2</sup> equals 1.E+06 Bq/m<sup>2</sup>).
- Der Abstand zwischen 2 vertikalen Linien auf der linken Seite sind etwa 200km. Rechts ist ein 20 km Maßstab abgebildet.

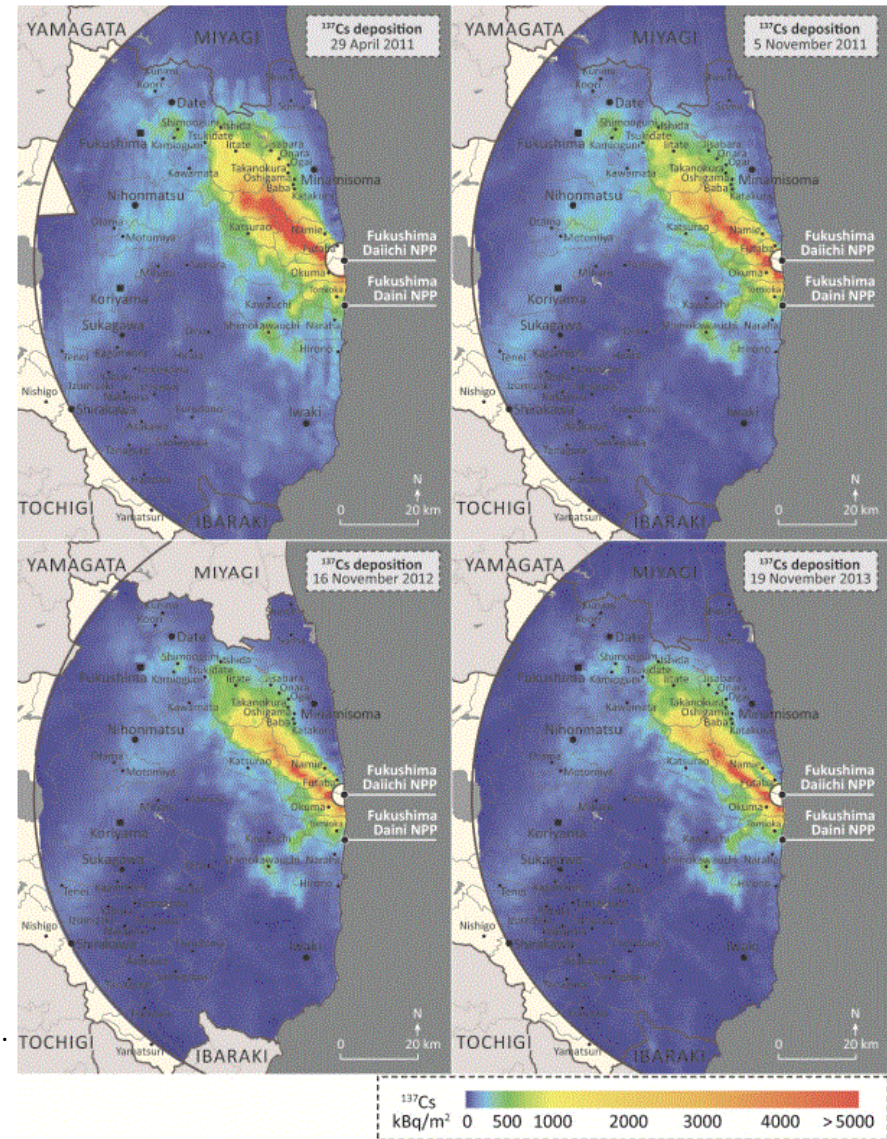


FIG. 4.1–14. Deposition density of <sup>137</sup>Cs as measured by aerial surveys.

Quelle: IAEA, 2015

## Schlußfolgerungen

Die Expertenmeinungen, ob der Reaktordruckbehälter des KKW Tihange 2 auch unter Unfallbedingungen sicher ist und ein Versagen desselben ausgeschlossen werden kann, gehen auseinander. Der vorliegende Bericht liefert eine qualitative, heuristische Analyse zum auslegungsüberschreitenden Versagen eines RDB. Die Ergebnisse basieren auf Expertenbeurteilung der öffentlich verfügbaren Dokumente. Sie zeigen, dass ein Versagen des Reaktordruckbehälters zu einem schwerem Kernschaden und Versagen des Sicherheitsbehälters führen könnte. Ein solcher Unfall würde jedenfalls zu einer großen Freisetzung führen. Dementsprechend wurden mögliche radiologische Auswirkungen auf die Stadt Aachen – unter Heranziehung von Ergebnissen aus dem Projekt Flexrisk – für eine große Freisetzung aus dem KKW Tihange 2 dargestellt.

Es zeigt sich, dass Aachen in einer wetterbedingt ungünstigen Position in Bezug auf Störfälle im KKW Tihange liegt. Es ist wahrscheinlicher, dass die Region nord-östlich von Tihange betroffen ist, als die Region süd-westlich. Abbildung 2 zeigt dazu die Wahrscheinlichkeit für eine Deposition von mehr als 1480 kBq Cs / m<sup>2</sup>. Dies war das Kriterium zur Umsiedelung nach dem Unfall in Chernobyl. Die wetterbedingte Wahrscheinlichkeit, dass eine solche Belastung in Aachen auftritt, ist für die gewählte Freisetzung etwa 10%. Abbildung 3 ähnelt Abbildung 2, jedoch wird hier die Wahrscheinlichkeit für eine Belastung mit 185 kBq Cs / m<sup>2</sup> dargestellt. Bei einer solchen Kontamination ist mit einer zusätzlichen jährlichen Dosis von mehr als 1 mSv zu rechnen, was der maximal erlaubten zusätzlichen Dosis für ein Individuum in den EU-Staaten entspricht. Die wetterbedingte Wahrscheinlichkeit für Aachen liegt hier etwa bei 30%.

Ein Vergleich mit dem deutschen Regelwerk zum Strahlenschutz ist mittels der Abbildungen 4 und 5 möglich. Empfehlungen zu den Maßnahmen, die bei unfallbedingten Freisetzungen von Radionukliden zum Schutz der Bevölkerung zu treffen sind, werden von der Strahlenschutzkommission publiziert (SSK, 2014). Einen Vergleich mit diesen Richtwerten ermöglicht Abbildung 4. Hier befindet sich Aachen innerhalb des roten Bereiches. Dies entspricht für die angenommene Freisetzung bei einer Expositionsdauer von sieben Tagen einer berechneten Dosis von etwa 100 mSv. Gemäß der Eingreifrichtwerte (Tabelle 2) wäre also eine Evakuierung des Gebietes notwendig.

Tabelle 2: Eingreifrichtwerte für die Maßnahmen "Aufenthalt in Gebäuden", "Einnahme von Iodtabletten" und "Evakuierung" für eine Expositionszeit von 7 Tagen (SSK, 2014).

<i>Maßnahme</i>	<i>Eingreifrichtwerte</i>	
	<i>Schilddrüsendosis</i>	<i>effektive Dosis</i>
<i>Aufenthalt in Gebäuden</i>		10 mSv
<i>Einnahme von Iodtabletten</i>	50 mSv: Kinder und Jugendliche unter 18 Jahren sowie Schwangere 250 mSv: P Personen von 18 bis 45 Jahren	
<i>Evakuierung</i>		100 mSv



Für den Strahlenschutz relevante Kennzahlen für die Auslegung deutscher Kernkraftwerke sind in §49 der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV, 2001) festgehalten:

*„Sicherheitstechnische Auslegung für den Betrieb von Kernkraftwerken, für die standortnahe Aufbewahrung bestrahlter Brennelemente und für Anlagen des Bundes zur Sicherstellung und zur Endlagerung radioaktiver Abfälle*

*(1) Bei der Planung baulicher oder sonstiger technischer Schutzmaßnahmen gegen Störfälle in oder an einem Kernkraftwerk, das der Erzeugung von Elektrizität dient, darf bis zur Stilllegung nach § 7 Abs. 3 des Atomgesetzes unbeschadet der Forderungen des § 6 in der Umgebung der Anlage im ungünstigsten Störfall durch Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung höchstens*

*1. eine effektive Dosis von 50 Millisievert, ....“*

Abbildung 5 zeigt Aachen - für den gewählten, schweren Unfall - in einem Bereich für den eine Lebenszeit-Dosis von etwa 1000 mSv zu erwarten sind. Dementsprechend liegt dieser Wert 20-mal höher als jener der in der Strahlenschutzverordnung gefordert ist.

Einen Vergleich des Unfalls von Fukushima mit der gewählten Freisetzung für Tihange ermöglicht Abbildung 6. Die dargestellte Bodenkontamination mit Cäsium-137 erlaubt folgende Schlussfolgerungen:

- Für die gewählte Freisetzung ist der Bereich in der Nähe von Tihange stärker betroffen als die Umgebung von Fukushima.
- Bei einem solchen hypothetischen Unfall wären die Auswirkungen auf Aachen vergleichbar zu denen auf Städte innerhalb des 20 km Sperrgebietes um Fukushima.

Ein Versagen des RDB ist ein Unfall, der nach dem Konzept der Anlage als ausgeschlossen postuliert wird und deshalb bereits vom genehmigten Konzept der Anlage her nicht geschehen darf. Er könnte zu einem schwerem Kernschaden und einem Versagen des Sicherheitsbehälters führen. Internationale Experten, wie die Reaktorsicherheitskommission, betrachten die von FANC präsentierte Nachweise als nicht ausreichend, um zu beweisen, dass die Sicherheit des Druckbehälters von Tihange trotz der Risse bei Störfallbedingungen gewährleistet ist.

Aachen und der westliche Teil von Deutschland sind in einer wetterbedingt ungünstigen Position in Bezug auf mögliche Unfälle in Tihange 2.

## Literatur

- Arnold, D., Seibert, P., Nagai, H., Wotawa, G., Skomorowski, P., Baumann-Stanzer, K., ... Vargas, A. (2013). Lagrangian Models for Nuclear Studies: Examples and Applications. In J. Lin, D. Brunner, C. Gerbig, A. Stohl, A. Luhar, & P. Webley (Eds.), *Geophysical Monograph Series* (pp. 329–348). Washington, D. C.: American Geophysical Union. Retrieved from <http://doi.wiley.com/10.1029/2012GM001294>
- FANC. (2013). *Doel 3 and Tihange 2 reactor pressure vessels, Provisinal evaluation report*. Retrieved from <http://fanc.fgov.be/GED/00000000/3300/3391.pdf>
- FANC. (2015). *Flaw indications in the reactor pressurevessels of Doel 3 and Tihange 2, Final Evaluation Report*.
- IAEA. (1999). *Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: PWR pressure vessels* (IAEA TECDOC 1120) (p. 183). Vienna: IAEA. Retrieved from [http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te\\_1120\\_prn.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1120_prn.pdf)
- IAEA (Ed.). (2015). *The Fukushima Daiichi accident*. Vienna: International Atomic Energy Agency.
- IRSN. (2015). *Nuclear power reactor core melt accidents: current state of knowledge*. Les Ulis: EDP sciences.
- RSK. (2016). *Vorläufige Kurzbewertung der Sicherheitsnachweise für die Reaktordruckbehälter der belgischen Kernkraftwerke Doel-3 / Tihange-2. 483. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) am 13.04.2016*.
- Sandia National Laboratories. (2003). *Overpressurization Test of a 1:4-Scale Prestressed Concrete Containment Vessel Model* (No. NUREG/CR-6810, SAND2003-0840P) (p. 221). Albuquerque,: Sandia National Laboratories. Retrieved from [http://www.sandia.gov/spe3/docs/NUREG\\_CR-6810-PCCVtest.pdf](http://www.sandia.gov/spe3/docs/NUREG_CR-6810-PCCVtest.pdf)
- Seibert, P., Arnold, D., Arnold, N., Gufler, K., Kromp-Kolb, H., Mraz, G., ... Wenisch, A. (2013). *FlexRISK - Flexible tools for assessment of nuclear risk in Europe. Preliminary Version May 2013, v2 (July 2015)* (No. BOKU-Met Report 23) (p. 116). Wien: Institut für Meteorologie, Institut für Sicherheits- und

Risikowissenschaften, Österreichisches Ökologie Institut. Retrieved from

[https://meteo.boku.ac.at/report/BOKU-Met\\_Report\\_23\\_PRELIMv2\\_online.pdf](https://meteo.boku.ac.at/report/BOKU-Met_Report_23_PRELIMv2_online.pdf)

Sholly, S., Müllner, N., Arnold, N., & Gufler, K. (2014). *Source terms for potential NPPs at the Lubiatowo site, Poland* (Bericht im Auftrag von Greenpeace International). Wien: Institut für Sicherheits- und Risikowissenschaften.

SSK. (2003). *Berichte der Strahlenschutzkommission, 2003: Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz der Katastrophenschutzleitung bei kerntechnischen Notfällen.*

SSK. (2014). *Radiologische Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei unfallbedingten Freisetzungen von Radionukliden. Empfehlung der Strahlenschutzkommission.*

Stohl, A., Forster, C., Frank, A., Seibert, P., & Wotawa, G. (2005). Technical note: The Lagrangian particle dispersion model FLEXPART version 6.2. *Atmospheric Chemistry and Physics*, 5(9), 2461–2474.  
<http://doi.org/10.5194/acp-5-2461-2005>

Stohl, A., Hittenberger, M., & Wotawa, G. (1998). Validation of the lagrangian particle dispersion model FLEXPART against large-scale tracer experiment data. *Atmospheric Environment*, 32(24), 4245–4264. [http://doi.org/10.1016/S1352-2310\(98\)00184-8](http://doi.org/10.1016/S1352-2310(98)00184-8)

StrlSchV. Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) (2001). Retrieved from [http://www.lexsoft.de/cgi-bin/lexsoft/justizportal\\_nrw.cgi?xid=141487,50](http://www.lexsoft.de/cgi-bin/lexsoft/justizportal_nrw.cgi?xid=141487,50)