



JAEA-Data/Code

2016-002

DOI:10.11484/jaea-data-code-2016-002

高速炉機器の信頼性評価に用いる 荷重等の入力データの設定方法

Determination Methodologies for Input Data including Loads
Considered for Reliability Evaluation of Fast Reactor Components

横井 忍 神島 吉郎 定廣 大輔 高屋 茂

Shinobu YOKOI, Yoshio KAMISHIMA, Daisuke SADAHIRO and Shigeru TAKAYA

高速炉研究開発部門

次世代高速炉サイクル研究開発センター

設計・規格基準室

Fast Reactor Cycle System Design and Standard Development Office
Advanced Fast Reactor Cycle System Research and Development Center
Sector of Fast Reactor Research and Development

July 2016

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Data/Code

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方2番地4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Institutional Repository Section,
Intellectual Resources Management and R&D Collaboration Department,
Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2016

高速炉機器の信頼性評価に用いる荷重等の入力データの設定方法

日本原子力研究開発機構 高速炉研究開発部門
次世代高速炉サイクル研究開発センター 設計・規格基準室
横井 忍*1、神島 吉郎*1、定廣 大輔*2、高屋 茂

(2016年4月6日 受理)

規格基準体系が有する余裕を合理的な水準に適正に設定することを目指したシステム化規格概念の実現に向けた検討が行われている。余裕の適正化のために必要となる定量的指標としては破損確率が有望視されているが、破損確率を算出するには、不確定性を有する変数について確率分布形、平均値（もしくは中央値）及び分散（もしくは標準偏差）等の不確定量を入力することが必要になる。これらの入力データのうち、材料強度に関する統計的特性については JAEA-Data/Code 2015-002 「高速炉機器の信頼性評価に用いる材料強度の統計的特性 ―オーステナイト系ステンレス鋼―」にて報告されている。本報では、高速炉機器の破損確率を求める際に必要な入力データであって、JAEA-Data/Code 2015-002 の対象外である荷重等に係る入力データについて、その設定方法及び設定の考え方をまとめたものである。

**Determination Methodologies for Input Data including Loads
Considered for Reliability Evaluation of Fast Reactor Components**

Shinobu YOKOI*¹, Yoshio KAMISHIMA*¹, Daisuke SADAHIRO*² and Shigeru TAKAYA

Fast Reactor Cycle System Design and Standard Development Office,
Advanced Fast Reactor Cycle System Research and Development Center,
Sector of Fast Reactor Research and Development,
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received April 6, 2016)

Many efforts have been made to implement the System Based Code concept aiming at optimizing margins dispersed in existing codes and standards. Failure probability calculated based on statistical information such as a type of probability distribution, mean (or median) and variance (or standard deviation) for random variables is expected to be a promising quantitative index for margin optimization. Statistical information on material strength, which is also required to calculate the failure probability, has been already reported in JAEA-Data/Code 2015-002 “Statistical Properties of Material Strength for Reliability Evaluation of Components of Fast Reactors –Austenitic Stainless Steels–” whereas others have not been identified yet. This report provides methodologies and basic ideas to determine statistical parameters of other random variables, especially variable loads, necessary for reliability evaluation.

Keywords: System Based Code, Probability Distribution, Loading Conditions, Crack Propagation, Probability of Detection

*1 Mitsubishi FBR Systems, Inc.

*2 Fuji Electric Co., Ltd.

目 次

1. 序論	1
2. 検討手順	2
2.1 整備対象とする荷重等に係る変数の選定	2
2.2 選定した変数の確率分布形、平均値及び不確実性の設定	2
3. 検討結果	4
3.1 整備対象とする荷重等に係る変数の選定	4
3.2 選定した変数の確率分布形、平均値及び不確実性の設定	7
4. 結論	36
謝辞	36
参考文献	37

Contents

1. Introduction	1
2. Procedures	2
2.1 Selection of Variables	2
2.2 Determination of Probabilistic Distributions of Selected Variables	2
3. Results	4
3.1 Selection of Variables	4
3.2 Determination of Probabilistic Distributions of Selected Variables	7
4. Conclusions	36
Acknowledgments	36
References	37

表リスト

表 1	高速炉機器の構造健全性評価の対象破損モードとその評価に用いられる代表的な荷重	6
表 2	荷重に係る変数の選定結果	8
表 3	「(1-1) 内圧の大きさ及び発生頻度」に係る変数の設定方法	9
表 4	「(1-2) 解放基盤における地震の大きさ及び発生頻度」に係る変数の設定方法	11
表 5	「(1-3) 解放基盤から機器に至るまでの地震応答」に係る変数の設定方法	12
表 6	「(1-4) 定格出力時の温度」に係る変数の設定方法	14
表 7	「(1-5) 通常起動及び通常停止の温度変化率」に係る変数の設定方法	15
表 8	「(1-6) 通常起動及び通常停止の温度変化幅」に係る変数の設定方法	16
表 9	「(1-7) スクラム時の熱過渡荷重（それによる応力）」に係る変数の設定方法	18
表 10	「(1-8) 温度成層による熱荷重」に係る変数の設定方法	20
表 11	「(1-9) 熱過渡回数（通常停止回数）」に係る変数の設定方法	21
表 12	「(1-10) 熱過渡回数（スクラム回数）」に係る変数の設定方法	22
表 13	「(1-11) 温度揺らぎの温度変化幅及び周波数」に係る変数の設定方法	23
表 14	「(1-12) 脈動及び流体側振動源による荷重及び周波数」に係る変数の設定方法	24
表 15	「(2-1) 疲労亀裂進展式 係数 C 」に係る変数の設定方法	26
表 16	「(2-2) 疲労亀裂進展式 指数 m 」に係る変数の設定方法	27
表 17	「(2-3) クリープ亀裂進展式 係数 C 」に係る変数の設定方法	28
表 18	「(2-4) クリープ亀裂進展式 指数 m 」に係る変数の設定方法	29
表 19	「(2-5) 欠陥検出確率（超音波探傷法）」に係る変数の設定方法	30
表 20	「(2-6) 欠陥サイジング精度（超音波探傷法）」に係る変数の設定方法	32
表 21	「(2-7) 欠陥検出確率（その他の非破壊検査手法）」に係る変数の設定方法	33
表 22	各検査方法に対する暫定 POD 特性式	34

図リスト

図 1	MT に対する欠陥高さ と POD の関係	35
図 2	PT に対する欠陥高さ と POD の関係	35
図 3	RT に対する欠陥高さ と POD の関係	35
図 4	VT に対する欠陥長さ と POD の関係	35

1. 序論

システム化規格概念は、構造物に適用される複数の規格基準に含まれる技術項目の間で余裕を相互交換可能にすることにより、余裕の重複を避け、抜けを防ぎ、構造物の余裕を適正な水準に設定することを目的として発案された柔軟な規格基準体系に関する概念である¹⁾³⁾。本規格概念の必要性及び効能についてはJAEA-Data/Code 2015-002⁴⁾に述べられているので、そちらを参照願うとして、信頼性評価（破損確率評価）を行うためには、不確定性を有する変数の統計的特性が必要であり、これらを標準的に利用可能な設定例または設定法をあらかじめ整備しておくことが、システム化規格概念の普及に有効と考えられる。

これらの変数のうち強度側の変数（材料強度の統計的特性）については、JAEA-Data/Code 2015-002⁴⁾で報告されている。そのため、本報では信頼性評価の際に入力が必要であって、JAEA-Data/Code 2015-002⁴⁾の対象としていない荷重側の変数について、その設定法もしくは設定の考え方を整備した。また、JAEA-Data/Code 2015-002⁴⁾に含まれていない材料特性であって上記の破損モードに対する評価に必要な亀裂進展に係る変数及び検査に係る変数についても、本報に含めている。

2. 検討手順

2.1 整備対象とする荷重等に係る変数の選定

2.1.1 荷重に係る変数の選定

高速炉機器の信頼性評価で対象とする主な破損モードは、①延性破断（クリープ破断）、②過大な塑性変形（過大なクリープ変形）、③疲労破損（クリープ疲労破損）及び④弾塑性座屈（クリープ座屈）である。ここで括弧付きで示した破損モードは、高温領域でクリープを伴って生じるモードである。本報告書では、これらの破損モードに係る信頼性評価に大きく影響する可能性がある主要な荷重を選定する。

選定した荷重について、信頼性評価を行うときに入力条件とする変数を設定する。信頼性評価を行うときに当該荷重の条件を区分けして適用するものについては、区分けした荷重の条件を選定する。例えば、熱過渡荷重であれば、評価対象部位によって通常起動・停止時の熱荷重あるいはスクラム時の熱荷重を使い分けるし、また疲労破損（クリープ疲労破損）の評価においては、熱過渡荷重として荷重の大きさ（＝応力の大きさ）と発生回数を入力する。従って、このような場合は、「熱過渡荷重」と一括りにして扱うのではなく、信頼性評価の入力条件として使いやすいように、必要な変数を設定する。

2.1.2 荷重以外の変数の選定

上記(2.1.1 項)の荷重に係る変数又は JAEA-Data/Code 2015-002⁴⁾で設定された材料特性に係る変数以外のもので、高速炉機器の信頼性評価にとって必要性が高い変数があれば、それを選定する。

2.2 選定した変数の確率分布形、平均値及び不確実性の設定

信頼性評価の入力条件となるように、選定した各変数に係る確率分布形、平均値（又は中央値）及び不確実性を設定する。なお、平均値として明らかに安全側の確定値を用いる場合は、確率分布形及び不確実性を設定しないものとする。また、材料特性と異なり、ほとんどの荷重の不確実性のデータは整備された形で存在していない。そのため、地震 PRA のフラジリティ解析の場合⁵⁾と同様に、不確実性を「偶然的な不確実性」と「認識論的な不確実性」に分け、以下に示す方法（考え方）により設定するものとする。

< 偶然的な不確実性の設定方法（考え方） >

変数の確率分布を正規分布とすると、標準偏差は次の式で表される。（もし、対数正規分布を想定する場合は、以下の考え方に基づいて対数標準偏差を求めることになる。）

$$\sigma = (X - \mu) / u$$

ここで、

σ : 変数のばらつきの標準偏差

X : 安全側に設定された変数の設計値

μ : 変数の平均値 (変数の現実的なノミナル値としての値)

u : 設計値 X が $y\%$ 信頼上限値に相当するとしたとき、これに対応するパーセント点

u の設定例

$y=99\% \rightarrow u=2.326$ ($y=99\%$: 設計値 X が、非常に確度が高いか又は非常に安全側であって、 X を超える値の発生が極めて考えにくい場合)

$y=90\% \rightarrow u=1.227$ ($y=90\%$: 設計値 X が、かなり確度が高いか又はかなり安全側であるが、 X を超える値の発生が小さいながらも考えられなくもない場合)

< 認識論的不確実性の設定方法 (考え方) >

平均値や偶然的な不確実さの設定方法の不確実さを示すものであって、工学的判断によって設定する。もし、平均値や偶然的な不確実さが、非常に確度が高いか又は非常に安全側であることが明らかな場合は、認識論的不確実性を考える必要はないであろう。平均値や偶然的な不確実さの信頼度や安全側であることの程度がそこまでのレベルにない場合は、それに応じて認識論的不確実さを考慮することになるが、その設定は地震 PRA のフラジリティ評価⁵⁾における認識論的不確実性の設定例を参考にして行うのがよいと考えられる。

3. 検討結果

3.1 整備対象とする荷重等に係る変数の選定

3.1.1 荷重に係る変数の選定

2.1.1 に述べた方法に基づいて、高速炉機器の構造健全性評価の対象破損モードとその成立性に大きく影響する可能性がある支配的な荷重を表 1 において「○」を付けて示す。「○」を付けた理由を以下に説明する。

① 延性破断（クリープ破断）

高速炉機器が設計基準内事象においてクリープ破断によって破損することは極めて考えにくいので、ここでは延性破断を対象に考える。この破損モードを引き起こすのは荷重制御型荷重が設計で想定した以上に高くなる場合である。自重はその変化が小さく、外圧は容器や配管の内側が真空になる場合などに発生するので、その値（内外差圧）には上限がある。従って、これらの荷重が破断を引き起こす可能性はほとんどない。想定外に大きく成り得るのは内圧と地震荷重であるので、この 2 つを支配的な荷重として選定した。

② 過大な塑性変形（過大なクリープ変形）

単調的に変形が過大になるモードを引き起こす可能性があるのは上記の 2 つの荷重である。また、ラチェットによる変形の増大が生じるのは、自重+内圧による定常的な 1 次応力に大きな熱応力が繰り返す場合、大きな熱膜応力を生じる軸方向温度勾配が上下に移動する場合及び大きな地震応力が繰り返される場合である。ラチェットを引き起こす支配的な荷重は繰り返される荷重であるので、それに該当するものを支配的な荷重として選定した。

③ 疲労損傷（クリープ疲労損傷）

当該破損モードの原因となる低サイクルの荷重は、かなり大きい応力を繰り返し生じさせるものである。これに該当するのは、上記のラチェットで選定したのと同じ荷重である。一方、高サイクル疲労を引き起こす荷重としては、流力振動等の原因となる短周期の振動源及び温度揺らぎが考えられる。そのため、これらの荷重を支配的な荷重として選定した。

④ 弾塑性座屈（クリープ座屈）

高速炉機器が設計基準内事象においてクリープ座屈によって破損することは極めて考えにくいので、ここでは弾塑性座屈のみを考える。薄肉の高速炉機器においてこれを引き起こす可能性のある荷重としては、まず地震が挙げられる。内圧や自重は地震荷重に重畳

する荷重として座屈に影響を与えるが、その影響の程度は地震より小さい。また、外圧や熱膨張は荷重に上限があるので、設計として対応策を採りやすく、座屈の発生の可能性は地震に比べて小さい。従って、ここでは地震のみを支配的な荷重として取り上げた。

3.1.2 荷重以外の変数の選定

JAEA-Data/Code 2015-002⁴⁾に含まれていない材料特性であって上記の破損モードに対する評価に必要な亀裂進展に係る変数、及び検査に係る変数を選定した。

表 1 高速炉機器の構造健全性評価の対象破損モードとその評価に用いられる代表的な荷重

	破損モード	自重	内圧	外圧	地震	短周期の振動源	熱荷重			
							熱膨張	熱過渡	温度成層	温度揺らぎ
①	延性破断 (クリープ破断)	-	○	-	○	-	-	-	-	-
②	過大な塑性変形 (過大なクリープ変形)	-	○	-	○	-	-	-	-	-
		△	△	-	○	-	○	○	-	-
③	疲労破損 (クリープ疲労破損)	-	-	-	○	-	○	○	-	-
		-	-	-	-	○	-	-	-	○
④	弾塑性座屈 (クリープ座屈)	△	△	△	○	-	△	-	-	-

1) 括弧付きの破損モードは、高温領域でクリープを伴って生じるものであることを示す。

2) ③疲労破損 (クリープ疲労破損) の評価には、亀裂発生・進展後の不安定破壊評価も含む。

3) ○、△及びーの定義を以下に示す。

- ・ ○は、高速炉ナトリウム機器の当該破損モードに係る健全性評価において、当該荷重がその評価の成立性を支配する荷重になることが比較的多いことを示す。
- ・ △は、高速炉ナトリウム機器の当該破損モードに係る健全性評価において、当該荷重がその評価の成立性に若干の影響を及ぼす可能性があるものの、評価をクリティカルにするとは考えにくいことを示す。
- ・ ーは、高速炉ナトリウム機器の当該破損モードに係る健全性評価において、当該荷重がその評価の成立性に与える影響が△より更に小さいことを示す。

3.2 選定した変数の確率分布形、平均値及び不確定性の設定

3.2.1 荷重に係る変数

3.1.1 の選定結果に基づいて、高速炉機器の信頼性評価の入力条件として用いる荷重に係る変数を、次のように項目分けをして設定した（表 2 参照）。

- (1-1) 内圧の大きさ及び発生頻度
- (1-2) 解放基盤における地震の大きさ及び発生頻度
- (1-3) 解放基盤から機器に至るまでの地震応答
- (1-4) 定格出力時の温度
- (1-5) 通常起動及び通常停止の温度変化率
- (1-6) 通常起動及び通常停止の温度変化幅
- (1-7) スクラム時の熱過渡荷重（それによる応力）
- (1-8) 温度成層による熱荷重
- (1-9) 熱過渡回数(通常停止回数)
- (1-10) 熱過渡回数（スクラム回数）
- (1-11) 温度揺らぎの温度変化幅及び周波数
- (1-12) 脈動及び流体側振動源による荷重及び周波数

これらの変数の確率分布形、平均値及び不確定性の設定方法（考え方）を表 3 から表 14 に示す。

表 2 荷重に係る変数の選定結果

主要な荷重		入力条件として 整備する変数	備考 (補足説明又は主な適用対象)	
内圧	内圧の大きさ	内圧の大きさ	—	
	発生頻度	発生頻度		
地震	地震荷重・機器応答の大きさ	地震の大きさ（解放基盤における地震スペクトル）・発生頻度	信頼性評価の考え方によって発生頻度を含む場合と含まない場合がある。	
		解放基盤から機器に至るまでの地震応答	解放基盤における地震の大きさが与えられたとして、そこから機器の応答（応力等）を求めるまでの内容を表す変数である。	
	発生頻度	発生頻度	—	
熱荷重	熱荷重 (熱応力)の大きさ	熱膨張	定格出力時の温度	配管が適用対象 配管以外でも、定格出力時の温度はクリープ損傷の算出結果に影響する。
		熱過渡	通常起動・通常停止の温度変化率	容器の液面近傍部が適用対象
			通常起動・通常停止の温度変化幅	容器の液面近傍部が適用対象
			スクラム時（速い温度変化）の熱過渡荷重	冷却材の主流路に置かれる機器の構造不連続部等が適用対象
		温度成層による熱荷重	原子炉容器の円筒胴等が適用対象	
	温度揺らぎ	温度揺らぎ幅	炉心出口近傍の炉内機器が適用対象	
	発生頻度	熱膨張及び熱過渡	通常停止回数 スクラム回数	適用対象は上記の「熱荷重（熱応力）の大きさ」と同じ
		温度揺らぎ	温度揺らぎの周波数	
高周波数の振動源 (ポンプの脈動や流力振動の振動源)	高サイクル振動の荷重の大きさ	脈動及び流体側振動源の荷重の大きさ	—	
	高サイクル振動の周波数	高サイクル振動の周波数	—	

表3 「(1-1) 内圧の大きさ及び発生頻度」に係る変数の設定方法 (1/2)

項目	内圧の大きさ及び発生頻度
分布型 (内圧の大きさ)	通常運転時の内圧：正規分布を推奨 事故時等の内圧：分布を考えないことを推奨
平均値 (内圧の大きさ)	通常運転時の内圧：通常運転時のノミナル値を用いることを推奨 事故時等の内圧：系統設計側から提示される安全側の条件を用いることを推奨
物性値や評価条件などのばらつき (偶然的不確実さ)	通常運転時の内圧：設計で設定される最高使用圧力が非常に高い信頼性を有しており、それを超える圧力の発生が極めて考えにくい場合は、それを上限値 (例えば 99%信頼上限値) とすることができる。 事故時等の内圧：平均値として安全側の確定値を用いる場合は偶然的不確実性を考慮する必要はないとして扱うことができる。
ばらつき以外の考慮すべき不確実性 (認識論的不確実さ)	上記のように通常運転時の平均値及び偶然的不確実さが設定された場合はそれらの信頼性が高いので、事故時等については安全側の確定値を用いるので、いずれも認識論的不確実さを考慮不要とできる。
発生頻度	通常運転時の内圧：発生確率は 1.0/ry 事故時等の内圧：系統設計側で使用している発生確率を使用
<p><内圧の大きさについての説明></p> <p>1) 通常運転時の内圧の大きさ</p> <ul style="list-style-type: none"> 通常運転時の内圧の確率分布型は、設計のノミナル値 (最確値) を中心に左右に均等にばらつくと考えられるので、正規分布とすることを推奨する。 通常運転時の設計のノミナル値が最確値と考えられるため、これを平均値とする。 偶然的不確実さは、設計で想定される圧力の平均値、最大値及びこれらの信頼性に応じて設定する。例えば、設計で定められた最高使用圧力を超える圧力の発生が極めて考えにくいので、この最高使用圧力を高い信頼性を有する上限値 (例えば 99%信頼上限値) とすることができる。 認識論的不確実さは、平均値や認識論的不確実性の確度に応じて、工学的判断により評価者が設定する。もし、平均値及び認識論的不確実さの設定内容 (設定方法を含む) の信頼性が十分に高いと言える状況に無い場合は、そのファジー性の程度に応じて何らかの偶然的不確実さを入力条件に加える必要がある。一方、上記のように設定された場合は、平均値及び最大値の根拠が明確でそれらの値の信頼性が高く、また認識論的不確実さも適切と判断できるので、認識論的不確実さは考慮不要として扱うことができる。 <p>2) 事故時の内圧の大きさ</p> <ul style="list-style-type: none"> ナトリウム-水反応等による事故時の圧力については、安全側になるように設定されているものの、平均値や不確実性を定量的に議論できる状況にはない。従って、現実的な対応としては、安全側の確定値を用いて評価することを推奨するものとした。 	

表3 「(1-1) 内圧の大きさ及び発生頻度」に係る変数の設定方法 (2/2)

<発生頻度についての説明>

- ・ 通常運転時の内圧は必ず発生するので、その発生確率は 1.0/ry となる。事故時等の内圧の発生頻度は、その不確実性を定量的に議論できる状態にはないので、事故等のレベルに応じて系統設計側で使用している値を確定論的に使用する。

表4 「(1-2) 解放基盤における地震の大きさ及び発生頻度」に係る変数の設定方法

項 目	解放基盤における地震の大きさ及び発生頻度
分布型	－（説明を参照）
平均値	－（説明を参照）
物性値や評価条件などのばらつき（偶然的不確実さ）	－（説明を参照）
ばらつき以外の考慮すべき不確実性（認識論的不確実さ）	－（説明を参照）
<p>＜説明＞</p> <p>信頼性評価に用いる「解放基盤における地震条件」（ここでは加速度（又は速度）の大きさ及び頻度を指す）の設定には、複数の考え方がある。それらの例を以下に示す。</p> <p>1) 基準地震動 S_s に限定し、その大きさを確定値として扱う場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・この場合は、設計で用いられる S_s 地震条件は安全側に設定されていることから、そのばらつきを考慮せずに確定値として扱うという考え方に立っている。 ・サイトが特定されている場合は、設計で設定されている S_s 地震条件の大きさ及びその発生頻度を用いる。 ・サイトが特定されていない場合は、ある程度の範囲の国内サイトの S_s 地震条件を安全側に包絡した条件を用いる方法が考えられる。 ・S_s 地震の発生頻度は、「原子力発電所耐震設計技術規定」⁶⁾より、$10^{-4} \sim 10^{-5}$/年とする。 <p>2) S_s 地震に限定せず、ハザード曲線を用いる場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サイトが特定されている場合は、当該プラントで想定される複数の地震ハザード曲線を包絡させた仮想的な地震ハザード曲線を用いる。 ・サイトが特定されていない場合は、国内の複数の原子力発電所における地震ハザード曲線を包絡させた仮想的な地震ハザード曲線を用いる方法が考えられる。 ・震源モデル等の不確実さを考慮して安全側に設定されている地震ハザード曲線を使用するため、地震ハザード曲線のばらつきは考慮しなくてもよいと考えられる。 	

表5 「(1-3) 解放基盤から機器に至るまでの地震応答」に係る変数の設定方法 (1/2)

項目	解放基盤から機器に至るまでの地震応答
分布型	対数正規分布
中央値	(設計で得られた安全側の応答値) / ($F_1 \times F_2 \times \dots \times F_i \times \dots$) ここで、 $F_i = (\text{設計で扱う安全側の } i \text{ を用いた場合の応答値}) / (i \text{ の最確値を用いた場合の応答値})$
物性値や評価条件などのばらつき (偶然的不確実さ)	設計で扱う安全側の i を用いた応答値が何%信頼上限値に該当するかを判断して求める F_i の対数標準偏差 (β_R) である。複数の β_R の合成値は 2 乗和平方根として求める。
ばらつき以外の考慮すべき不確実性 (認識論的不確実さ)	F_i の計算根拠の曖昧さ (ファジー性) に応じて、先行設定例を参考に設定する対数標準偏差 (β_{Ui}) である。複数の β_{Ui} の合成値は 2 乗和平方根として求める。
<p><説明></p> <p>1) ここで設定する「地震による機器応答」は、設計で安全側に計算された機器応答 (ここでは S_s 地震による機器応答とする) に基づいて、機器応答の中央値と不確実さを求めようとするものである。その方法は、「日本原子力学会標準 原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」⁵⁾に定める所謂地震フラジリティ評価の応答係数法に則っている。</p> <p>2) 各影響因子が機器応答に与える影響の確率分布を、地震フラジリティ評価の応答係数法の考え方に合わせて、対数正規分布として扱う。また、ここでは平均値ではなく、中央値で応答の最確値を表示する。</p> <p>3) 応答係数法では、機器の地震応答の中央値を下式で表示する。 地震応答の中央値 = (設計で得られた安全側の応答値) / ($F_1 \times F_2 \times \dots \times F_i \times \dots$) ここで、$F_i$ は、下記 5) に示す各影響因子 i に係る応答係数であって、 $F_i = (\text{設計で扱う安全側の } i \text{ を用いた場合の応答値}) / (i \text{ の最確値を用いた場合の応答値})$ として計算される。</p> <p>4) 各応答係数 F_i の不確実さを、偶然的不確実さ (β_{Ri} : Randomness) 及び認識論的不確実さ (β_{Ui} : Uncertainty) で表す。β_{Ri} 及び β_{Ui} は対数標準偏差であって、β_{Ri} は設計で扱う安全側の i を用いた場合の応答値が何%信頼上限値に該当するかを判断して求めるし、β_{Ui} は F_i の計算根拠の曖昧さ (ファジー性) に応じて先行設定例を参考に設定する方法が一般的に採られている。なお、複数の β_{Ri} (又は β_{Ui}) の合成値は、これらの 2 乗和平方根として求めることができる。</p> <p>5) 上記の原子力学会標準では、以下の項目を応答係数の対象としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地盤モデルに係る応答係数 ・地下散逸減衰に係る応答係数 ・地盤-建物・構築物相互作用に係る応答係数 ・建物・構築物の減衰に係る応答係数 ・建物・構築物の剛性に係る応答係数 ・床応答スペクトルの拡幅に係る応答係数 ・機器の減衰率に係る応答係数 	

表 5 「(1-3) 解放基盤から機器に至るまでの地震応答」に係る変数の設定方法 (2/2)

- ・ 機器応答の解析モデルに係る応答係数
- ・ 機器応答のモード合成法に係る応答係数

表 6 「(1-4) 定格出力時の温度」に係る変数の設定方法

項 目	定格出力時の温度
分布型	確定値（確率分布を考えない）を推奨
平均値	設計値としての通常運転温度を用いることを推奨
物性値や評価条件などのばらつき（偶然的不確実さ）	平均値として安全側の確定値を用いる場合は、偶然的な不確実さを考慮不要とできる。
ばらつき以外の考慮すべき不確実性（認識論的不確実さ）	平均値として安全側の確定値を用いる場合は、認識論的不確実さを考慮不要とできる。
<p><説明></p> <p>1) ここで設定する「定格出力時の温度」は、配管の熱膨張応力に対する信頼性評価や長時間に亘る高温保持状態におけるクリープ損傷を求めるために主として用いられる。</p> <p>2) 平均値としては通常運転温度（設計値）を用いることを推奨する。その理由を「定格出力時の原子炉出口温度」を例に以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常運転温度は、プラント末期の熱交換器表面の「汚れ」を考慮したうえで、所定の電気出力を得ることができる条件として設定されている。そのため、プラント運転初期は、熱交換器の表面が綺麗でありヒートバランス設定時の条件より熱交換性が良いため、原子炉出口温度を若干下げて電気出力を所定の値にしている。つまり、定格出力時の運転温度は、プラントの初期には設計値より低く（先行設計例では10℃前後低く）、運転期間が長くなるにつれて徐々に高くなり、プラント末期に設計値に近い値になるという経過をたどる。評価においてこのように通常運転温度を変化させることは煩雑であり、またその時間経過を追うことにも不確実性を伴うことから、安全側の値として設計値としての通常運転温度を平均値として用いることを推奨することにした。 ・運転温度には比較的短時間持続する若干の変動が生じ得るが、以下の理由により、この変動を考慮しないものとした。 <ul style="list-style-type: none"> → 短時間の温度変動がクリープ損傷に与える影響は小さく、この影響は運転温度の平均値を上記のように安全側に設定することで、カバーされていると見なせる。 → 定期的に熱出力の確認を行うため、長時間に渡って設計値から外れた温度で運転される事態は想定しにくい。 → 配管の熱膨張応力はシェイクダウン範囲内（破損を発生させる応力より大幅に小さい応力レベル）に制限されており、若干の温度の変動が配管の信頼性に優位な影響を与えるとは考えにくい。 <p>3) 平均値を安全側の確定値とするのであれば、分布型、偶然的な不確実さ及び認識論的不確実さを考慮不要とできる。</p>	

表7 「(1-5) 通常起動及び通常停止の温度変化率」に係る変数の設定方法

項目	通常起動及び通常停止の温度変化率
分布型	確定値（確率分布を考えない。）
平均値	設計で設定された起動・停止時の温度変化率とすることを推奨
物性値や評価条件などのばらつき（偶然的不確実さ）	平均値として安全側の確定値を用いる場合は、偶然的不確実さを考慮不要とできる。
ばらつき以外の考慮すべき不確実性（認識論的不確実さ）	平均値として安全側の確定値を用いる場合は、認識論的不確実さを考慮不要とできる。
<p><説明></p> <p>1) ここで設定する「通常起動・通常停止の温度変化率」は、原子炉容器の液面近傍部等における熱応力を求める際に用いられる。</p> <p>2) 起動・停止時におけるプラント操作は、原子炉出口温度を初めとするプラント情報を確認しながら行われる。すなわち、原子炉出口温度の変化率は、所定の値に制御されるものである。従って、温度変化率のばらつきの程度は無視できると考えてよいので、分布を想定せず、確定値として扱うことができる。</p> <p>3) 起動・停止時におけるプラント操作は、設計で設定された原子炉出口温度の変化率の条件より低い値で行われることが予想される。しかし、この値はユーザに依存するため一概に決めることができない。そのため、ここでは安全側に設計で設定された条件の値を平均値として扱うことを推奨する。なお、既設プラントを対象として評価を行う場合は、上記の取扱方法ではなく、実際に生じた温度変化率を用いることができる。</p> <p>4) 平均値を安全側の確定値とするのであれば、分布型、偶然的不確実さ及び認識論的不確実さを考慮不要とできる。</p>	

表 8 「(1-6) 通常起動及び通常停止の温度変化幅」に係る変数の設定方法 (1/2)

項 目	通常起動及び通常停止の原子炉出口温度の温度変化幅
分布型	正規分布を推奨
平均値	設計で設定された通常運転温度及び低温停止温度の差として求められる温度変化幅を用いることを推奨
物性値や評価条件などのばらつき (偶然的不確実さ)	平均値+2×(最高使用温度-通常運転温度)を高い信頼性を有する上限値 (例えば 99%信頼上限値) とすることができる。
ばらつき以外の考慮すべき不確実性 (認識論的不確実さ)	上記のように平均値及び偶然的不確実さが設定された場合は、それらの信頼性が高いので、認識論的不確実さを考慮不要とできる。
<p><説明></p> <p>1) ここで設定する「通常起動時及び通常停止時の原子炉出口温度の温度変化幅」は、原子炉容器の液面近傍部等における熱応力を求める際に用いられるものである。</p> <p>2) ここで扱う温度変化幅は、通常起動開始時及び通常起動終了時の温度差、並びに通常停止開始時及び通常停止終了時の温度差として定められる。もし、通常起動及び通常停止の途中で温度変化率を大きく変えたり、途中で比較的長い温度保持状態を伴う場合は、通常起動や通常停止の開始時と終了時の温度差ではなく、熱応力の変動範囲を定める適切な二つの状態を設定して、その間の温度差を求めることになる。</p> <p>3) 通常起動時の温度変化幅と通常停止時の温度変化幅を設定する考え方は共通なので、以下の 4)~6)では通常停止時を対象に説明する。</p> <p>4) 設計で設定された通常運転温度のノミナル値及び低温停止温度のノミナル値の差が、温度変化幅の最確値と考えられるため、これを平均値とすることを推奨する。</p> <p>5) この温度変化幅のばらつきは、通常起動開始時及び通常起動終了時の温度のばらつきに依るものであり、これらは制御系の誤差及び計器の誤差によって生じる。したがって温度変化幅は平均値の両側に均等に分布すると考えられるため、この確率分布型を正規分布とする。</p> <p>6) 通常運転時の温度を安全側に包絡した値を用いて、認識論的不確実さを設定する。例えば、供用状態 A において設計で定められた最高使用温度 (通常運転温度に、制御系誤差+計器誤差+短時間の変動による温度を加え、更に余裕を見込んだ値) を超える温度の発生は極めて考えにくいので、この最高使用温度を高い信頼性を有する起動終了温度の上限値 (例えば 99%信頼上限値) として設定する。高速炉の設計では、最高使用温度を通常運転温度+約 20℃とする例が多い。同じように、低温停止温度より約 20℃低い温度を安全側の最低温度と見做すことができる。以上より、設計で設定された通常運転温度及び低温停止温度の差に 2×(最高使用温度-通常運転温度)を加えた温度を、非常に信頼性の高い温度変化幅の上限値 (例えば 99%信頼上限値) として設定することができる。と考える。</p>	

表 8 「(1-6) 通常起動及び通常停止の温度変化幅」に係る変数の設定方法 (2/2)

- 7) 上記の 4)～6)のように設定された場合は、確率分布型及び平均値の設定内容（設定方法を含む）の根拠が明確で値の信頼性が高く、また認識論的不確実さも適切と判断できるので、偶然的な不確実さは考慮不要とできる。

表9 「(1-7) スクラム時の熱過渡荷重（それによる応力）」に係る変数の設定方法（1/2）

項目	スクラム時の熱過渡荷重（多直線近似法で設定した熱過渡条件を用いて解析した熱応力（設計値）がある場合）
分布型	確定値として扱う場合：安全側の確定値を用いるため考慮不要 確率論的に扱う場合：正規分布を推奨
平均値	確定値として扱う場合：設計値を用いることを推奨 確率論的に扱う場合：ノミナル条件としての熱過渡条件（又はそれを用いて得られる熱過渡応力）を推奨
物性値や評価条件などのばらつき（偶然的不確かさ）	確定値として扱う場合：考慮不要とできる。 確率論的に扱う場合：設計値を上限値（例えば 99%信頼上限値）とすることができる。
ばらつき以外の考慮すべき不確かさ（認識論的不確かさ）	確定値として扱う場合：考慮不要とできる。 設定された平均値及び偶然的不確かさがの信頼性が高いと判断できる場合は、認識論的不確かさを考慮不要とできる。
<p><説明></p> <p>1) ここで設定する「スクラム時の熱過渡荷重」は、容器や容器内機器等におけるスクラム時の熱過渡荷重による応力を求める際に用いられるものである。また、ここでは、多直線近似法で設定された安全側の熱過渡条件とそれによる熱応力の設計値が既に得られていることを前提としている。</p> <p>2) 「スクラム時の熱過渡荷重（又はそれによる応力）」を信頼性評価の入力条件として扱う場合、確定論的に扱う場合と確率論的に扱う場合とが考えられる。前者は、非常に安全側の熱過渡荷重が設定されていて、実際の発生応力がその熱過渡荷重による応力を超えることが極めて考えにくいことが前提となる。この場合は、平均値として非常に安全側な条件を確定論的に用いることになるので、熱過渡荷重（又はそれによる応力）の確率分布型、偶然的不確かさ及び認識論的不確かさを考慮する必要がなくなる。一方、確率論的に扱う場合については、入力条件設定方法を以下の 3)~6)に述べることにする。</p> <p>3) 熱過渡荷重による応力は、崩壊熱レベル、ポンプコーストダウン特性及び崩壊熱除去特性等の比較的多くの因子の影響を受けるため、その確率分布型は正規分布になると考えられる。</p> <p>4) 平均値としての熱過渡応力は、熱過渡解析に含まれる全ての主要影響因子をノミナル値とした場合に得られる熱過渡荷重を用いて計算される値である。もし、このようなノミナル条件としての熱過渡応力解析が得られていない場合は、設計で求めた安全側の熱過渡条件を用いて得られた熱過渡応力を、熱過渡の温度変化幅に係る安全係数 α で除した値を近似的に用いてもよいと考えられる。これは、熱過渡応力を定める支配因子が熱過渡の温度変化幅であるためであるが、もし、他の因子の影響も有意な場合は、上記の方法による誤差が非安全側の結果にならないことを確認する必要がある。</p>	

表9 「(1-7) スクラム時の熱過渡荷重 (それによる応力)」に係る変数の設定方法 (2/2)

- 5) 設計で得られた安全側の熱過渡条件 (を用いて得られる熱過渡応力) を上限値として設定することができる。(例えば、熱過渡条件が非常に安全側で、実際の発生応力がこれを超えることが極めて考えにくい場合は 99%信頼上限値とし、そこまで安全側ではないと判断される場合は 90% (又はもっと小さい値) 信頼上限とすることが考えられる。)
- 6) 4)及び 5)で設定された平均値及び偶然的不確かさの信頼性が高いと判断できる場合は、認識論的不確かさを考慮不要とできる。

表 10 「(1-8) 温度成層による熱荷重」に係る変数の設定方法

項 目	温度成層による熱荷重
分布型	確定値として扱う場合：確定値を用いるため考慮不要 確率論的に扱う場合：正規分布を推奨
平均値	確定値として扱う場合：設計値（安全側の条件を用いた解析結果に 10%の裕度を上乘せした条件）を用いることを推奨 確率論的に扱う場合：ノミナル条件としての熱荷重条件を推奨
物性値や評価条件などのばらつき（偶然的不確かさ）	確定値として扱う場合：考慮不要とできる。 確率論的に扱う場合：設計値を上限値（例えば 99%信頼上限値）とすることができる。
ばらつき以外の考慮すべき不確かさ（認識論的不確かさ）	確定値として扱う場合：考慮不要とできる。 上記のように設定された平均値及び偶然的不確かさの信頼性が高いと判断できれば、認識論的不確かさを考慮不要とできる。
<p><説明></p> <p>1) 温度成層による熱荷重（成層界面の上下の温度差及び温度勾配）は熱流動解析によって求められる。安全側の温度成層条件を求める場合には、崩壊熱レベルやスクラム後の 1 次系流量等の入力条件を温度成層が厳しくなるように設定して、熱流動解析を行う。ここで用いる熱流動解析コードや解析方法は、試験結果との突合せ検討を通じて、その妥当性が検証されていることを前提とする。但し、検証が行われている場合でも解析結果の不確かさは存在すると考えられており、熱流動解析の専門家の工学的判断によれば、安全側の入力条件を用いた解析結果に 10%の裕度を上乘せすれば、確実に上限を押えることができると考えられている。このように設定した条件を設計値とするならば、それを上回る温度成層の発生が極めて考えにくい安全側の条件と見做すことができる。このように設定された温度成層条件は 99%信頼上限値として扱ってもよいと考えられる。</p> <p>2) 一方、平均値は最もありそうな値を入力条件として得られる温度成層条件となる。</p> <p>3) 1)及び 2)で設定された平均値及び偶然的不確かさの信頼性が高いと判断できる場合は、認識論的不確かさを考慮不要とできる。</p> <p>4) 平均値を確度の高い確定値（設計値）とするのであれば、分布型、偶然的不確かさ及び認識論的不確かさを考慮不要とできる。</p>	

表 11 「(1-9) 熱過渡回数 (通常停止回数)」に係る変数の設定方法

項 目	熱過渡回数(通常停止回数)
分布型	確定値として扱う場合：確定値を用いるため考慮不要 確率論的に扱う場合：正規分布を推奨
平均値	確定値として扱う場合：設計での計画値を十分に上回る値（例えば計画停止回数の 2 倍の回数）を用いることを推奨 確率論的に扱う場合：設計で計画された通常停止の回数を用いることを推奨
物性値や評価条件などのばらつき（偶然的不確かさ）	確定値として扱う場合：考慮不要とできる。 確率論的に扱う場合：設計での計画値を十分に上回る値を上限値（例えば 99%信頼上限値）とすることができる。
ばらつき以外の考慮すべき不確かさ（認識論的不確かさ）	確定値として扱う場合：考慮不要とできる。 上記のように設定された平均値及び偶然的不確かさの信頼性が高いと判断できれば、認識論的不確かさを考慮不要とできる。
<p><説明></p> <p>1) ここで設定する「熱過渡回数 (通常停止回数=計画停止回数)」は、疲労（又はクリープ疲労）損傷及びそれによる亀裂進展を評価する場合に用いられる。計画停止と同様の通常停止操作を行う計画外停止回数は、スクラム回数に含めて扱うものとする。</p> <p>2) 確率論的に扱う場合は、通常停止の回数は設計で計画された値を最確値と考えてよい。従って、これを平均値とする。一方、これを十分に上回る安全側の値としては、例えば計画停止回数の 2 倍の回数が考えられる。これを超える通常停止の回数の発生は非常に考えにくいので、これを上限値（例えば 99%信頼上限値）と見做すことができると考えられる。</p> <p>3) このようにして設定された平均値や上限値は信頼性が高いと見做せるので、認識論的不確かさを考慮不要として扱うことができると考えられる。</p> <p>4) 一方、安全側に設定された確定値を用いる場合は、分布型、偶然的不確かさ及び認識論的不確かさを考慮不要とできる。安全側の確定値としては上記 2) の上限値を用いることを推奨する。</p>	

表 12 「(1-10) 熱過渡回数 (スクラム回数)」に係る変数の設定方法

項 目	熱過渡回数 (スクラム回数)
分布型	正規分布を推奨
平均値	先行炉のスクラム回数の実績値に基づいて設定することを推奨
物性値や評価条件などのばらつき (偶然的不確かさ)	上記回数を十分に上回る値 (例えば設計値) を上限値 (例えば 99%信頼上限値) とすることができる。
ばらつき以外の考慮すべき不確か性 (認識論的不確かさ)	上記のように設定された平均値及び偶然的不確かさは、それらの信頼性が高いので、認識論的不確かさを考慮不要とできる。
<p><説明></p> <p>1) ここで設定する「熱過渡回数 (スクラム回数)」は、疲労 (又はクリープ疲労) 損傷及びそれによる亀裂進展を評価する場合に用いられる。なお、先行炉の設計の考え方に合わせて、通常停止操作を行う計画外停止回数もスクラム回数に含めて扱うものとする。</p> <p>2) スクラム回数の確率分布型は、正規分布になると考えられる。</p> <p>3) スクラム回数の平均値は、先行炉のスクラム回数の実績に基づいて設定することを推奨する。この場合、プラント運転開始の初期は比較的スクラムの頻度が多いが、その後は次第に落ち着く傾向があるので、ある程度の運転期間に亘る情報を調べる必要がある。</p> <p>4) 多くの場合、設計で設定されたスクラム回数は非常に安全側の値であり、現実的にこれを超えるスクラム回数に至ることは極めて考えにくい。このような場合には、設計値を上限値 (例えば 99%上限値) とすることができる。</p> <p>5) 上記の 2)~6) のように設定された場合は、確率分布型にややファジーな所があるものの、平均値の設定内容 (設定方法を含む) の根拠が明確で値の信頼性が比較的高く、また認識論的不確かさもかなり安全側と考えられることから、偶然的不確かさを考慮不要としてよいと考えられる。</p>	

表 13 「(1-11) 温度揺らぎの温度変化幅及び周波数」に係る変数の設定方法

項 目	温度揺らぎの温度変化幅及び周波数
分布型	－（確定値を用いることを推奨）
平均値	－（安全側に設定された設計値を確定値として用いることを推奨）
物性値や評価条件などのばらつき（偶然的不確かさ）	－（安全側の確定値を用いるため考慮不要）
ばらつき以外の考慮すべき不確かさ（認識論的不確かさ）	－（安全側の確定値を用いるため考慮不要）
<p data-bbox="229 689 339 723"><説明></p> <p data-bbox="229 734 1366 1059">1) 温度揺らぎの条件（温度変化幅及び周波数）の設定方法としては、実機条件を模擬した熱流動解析結果あるいは実機条件を模擬した水試験結果（水試験による温度変化幅を実機のナトリウム温度条件に対応させて補正したもの）を用いる方法が考えられる。熱流動解析結果としての温度揺らぎ条件については、温度揺らぎ現象を適切な精度で解析できる技術がまだ確立できているとは言えないため、その精度や不確かさを議論することが困難である。一方、水試験結果を用いた温度揺らぎの条件は、水とナトリウムの物性の違いから安全側（温度変化幅を大きくする）であることが知られている。しかし、その安全側の程度を定量的に議論するだけの知見は得られていない。</p> <p data-bbox="229 1115 1366 1193">2) 従って、設計で用いる温度揺らぎ条件としては、安全側である水試験結果に基づいて設定された条件を用いるしかない。</p> <p data-bbox="229 1249 1366 1328">3) 上記 2)の条件を確定値として用いることになるため、分布形や偶然的不確かさ及び認識論的不確かさを考慮する必要はない。</p>	

表 14 「(1-12) 脈動及び流体側振動源による荷重及び周波数」に係る変数の設定方法

項 目	脈動及び流体側振動源による荷重及び周波数
分布型	－ (確定値を用いることを推奨)
平均値	－ (安全側に設定された設計値を確定値として用いることを推奨)
物性値や評価条件などのばらつき (偶然的不確かさ)	－ (安全側の確定値を用いるため考慮不要)
ばらつき以外の考慮すべき不確かさ (認識論的不確かさ)	－ (安全側の確定値を用いるため考慮不要)
<p data-bbox="229 689 338 721"><説明></p> <p data-bbox="229 730 1366 976">1) 脈動及び流体側振動源による高サイクル振動の荷重側の条件は、振動源に応じて試験あるいは解析を用いて設定される。これらの条件を精度よく設定することが難しいことから、通常行われる設計では、各因子を安全側に設定して得られる条件を用いて行うのが一般的である。(実機を模擬した大規模な試験を十分に行うならば、条件の精度や不確かさを定量的に議論できると考えられるが、そのような試験を行って設計を行うのは一般的ではない。)</p> <p data-bbox="229 1030 1366 1146">2) 荷重条件として一般的には安全側の確定値を用いるしかなく、またその不確かさを設定することが難しいことから、信頼性評価においても安全側の確定値を用いざるを得ない。従って、分布形や偶然的不確かさ及び認識論的不確かさを考慮する必要はない。</p>	

3.2.2 荷重以外の変数

JAEA-Data/Code 2015-002⁴⁾に含まれていない材料特性であって上記で述べた破損モードの評価に不可欠な以下の亀裂進展に係る変数、及び検査に係る変数を、次のように項目分けをして設定した。

- (2-1) 疲労亀裂進展式 係数 C
- (2-2) 疲労亀裂進展式 指数 m
- (2-3) クリープ亀裂進展式 係数 C
- (2-4) クリープ亀裂進展式 指数 m
- (2-5) 欠陥検出確率（超音波探傷法）
- (2-6) 欠陥サイジング精度（超音波探傷法）
- (2-7) 欠陥検出確率（その他の非破壊検査手法）

なお、信頼性評価において検査を考慮する場合として、以下が考えられる。

① ISI の結果を用いて機器の信頼性評価を行う場合

運転期間中での検査結果に基づく信頼性評価を行い、検査計画への反映等を行うことが考えられるが、この場合は主に亀裂の発生及び進展評価が行われると考えられる。亀裂検査は主として超音波探傷試験によることになるため、超音波探傷試験の亀裂検出に対する検出確率とサイジング精度を考慮する必要がある。

② 製作段階等を含め、存在する欠陥の影響を考慮する場合

製作段階では種々の検査方法が想定されるため、各検査方法に対して検査性能の考慮が必要である。また、初期欠陥等が亀裂の起点となることが考えられるため、各検査方法において欠陥寸法に対する検出確率を設定する必要がある。

上記の考えに基づき、超音波探傷試験（UT）とその他種々の試験に分けて設定することとした。UT での亀裂検出は、近年でも試験データが示されており、これらのデータに基づき検査性能を設定した。一方、その他種々の検査方法に対しては、データが少なく、過去のデータに基づき検出性能を設定した。最新の検査技術に対するデータがないため、欠陥検出確率等を過剰に低く想定している場合も考えられるが、現時点では公開データに基づき設定しておくこととした。

これらの変数の確率分布形、平均値及び不確実性の設定方法（考え方又は設定例）を表 15 から表 22 に示す。

表 15 「(2-1) 疲労亀裂進展式 係数 C 」に係る変数の設定方法

項 目	疲労亀裂進展式 係数 C
分布型	対数正規分布
中央値	316FR 鋼母材 : 6.342×10^{-5} (mm ^{m+1} /N ^m) 316FR 鋼溶接材 : 6.342×10^{-5} (mm ^{m+1} /N ^m) SUS304 母材 : 6.342×10^{-5} (mm ^{m+1} /N ^m) SUS304 溶接材 : 6.342×10^{-5} (mm ^{m+1} /N ^m)
物性値や評価条件などのばらつき (偶然的不確実さ)	対数標準偏差は 316FR 鋼母材 : 0.421 316FR 鋼溶接材 : 0.421 SUS304 母材 : 0.421 SUS304 溶接材 : 0.421
ばらつき以外の考慮すべき不確実性 (認識論的不確実さ)	なし
<p><説明> 疲労亀裂進展式は、以下の式で定義される⁷⁾。</p> $\frac{da}{dN} = C \Delta J_f^m$ <p>ここで、</p> <ul style="list-style-type: none"> a : 亀裂深さ (mm) N : 繰返し数 C : 疲労亀裂進展式の係数 m : 疲労亀裂進展式の指数 ΔJ_f : 疲労 J 積分範囲 [N/mm] <p>係数 C の中央値は、藤岡らの参考文献⁷⁾に基づいて設定した。また、対数標準偏差は、係数 C のばらつきがほぼファクター2 の範囲であることから、この範囲が 90%信頼区間であると仮定して求めた。</p>	

表 16 「(2-2) 疲労亀裂進展式 指数 m 」に係る変数の設定方法

項目	疲労亀裂進展式 指数 m
分布型	確定値
平均値	316FR 鋼母材 : 1.374 316FR 鋼溶接材 : 1.374 SUS304 母材 : 1.374 SUS304 溶接材 : 1.374
物性値や評価条件などのばらつき (偶然的不確かさ)	なし
ばらつき以外の考慮すべき不確かさ (認識論的不確かさ)	なし
<p><説明> 疲労亀裂進展式は、以下の式で定義される⁷⁾。</p> $\frac{da}{dN} = C\Delta J_f^m$ <p>ここで、</p> <ul style="list-style-type: none"> a : 亀裂深さ (mm) N : 繰返し数 C : 疲労亀裂進展式の係数 m : 疲労亀裂進展式の指数 ΔJ_f : 疲労 J 積分範囲(N/mm) <p>指数 m の値は、藤岡らの参考文献⁷⁾に基づいて設定した。なお、亀裂進展速度を対数軸にプロットしたとき、その傾きはほぼ一定となることから、m については定数として取り扱うものとした。</p>	

表 17 「(2-3) クリープ亀裂進展式 係数 C 」に係る変数の設定方法

項 目	クリープ亀裂進展式 係数 C
分布型	対数正規分布
中央値	<p>316FR 鋼母材：$7.410 \times 10^{-3} \text{ (m}^{m+1}/\text{Nm)}$</p> <p>316FR 鋼溶接材：$7.410 \times 10^{-3} \text{ (m}^{m+1}/\text{Nm)}$</p> <p>SUS304 母材：$1.587 \times 10^{-2} \text{ (m}^{m+1}/\text{Nm)}$</p> <p>SUS304 溶接材：$1.587 \times 10^{-2} \text{ (m}^{m+1}/\text{Nm)}$</p>
物性値や評価条件などのばらつき（偶然的不確実さ）	<p>対数標準偏差は</p> <p>316FR 鋼母材：0.421</p> <p>316FR 鋼溶接材：0.421</p> <p>SUS304 母材：0.421</p> <p>SUS304 溶接材：0.421</p>
ばらつき以外の考慮すべき不確実性（認識論的不確実さ）	なし
<p><説明></p> <p>クリープ疲労亀裂進展中のクリープによる進展分を評価するクリープ亀裂進展式は、以下の式で定義される⁷⁾。</p> $\frac{da}{dN} = C \cdot \Delta J_c^m$ <p>ここで、</p> <p>a : 亀裂深さ (mm)</p> <p>N : 繰返し数</p> <p>C : クリープ亀裂進展式の係数</p> <p>m : クリープ亀裂進展式の指数</p> <p>ΔJ_c : クリープ J 積分範囲 (N/mm/h)</p> <p>係数 C の中央値は、藤岡らの参考文献⁷⁾中のクリープ疲労亀裂伝播速度の結果に基づいて設定した。また、対数標準偏差は、係数 C のばらつきがほぼファクター2の範囲であることから、この範囲が90%信頼区間であると仮定して求めた。</p>	

表 18 「(2-4) クリープ亀裂進展式 指数 m 」に係る変数の設定方法

項 目	クリープ亀裂進展式 指数 m
分布型	確定値
平均値	316FR 鋼母材 : 0.883 316FR 鋼溶接材 : 0.883 SUS304 母材 : 0.9069 SUS304 溶接材 : 0.9069
物性値や評価条件などのばらつき (偶然的不確かさ)	なし
ばらつき以外の考慮すべき不確かさ (認識論的不確かさ)	なし
<p><説明> クリープ疲労亀裂進展中のクリープによる進展分を評価するクリープ亀裂進展式は、以下の式で定義される⁷⁾。</p> $\frac{da}{dN} = C \cdot \Delta J_c^m$ <p>ここで、</p> <ul style="list-style-type: none"> a : 亀裂深さ (mm) N : 繰返し数 C : クリープ亀裂進展式の係数 m : クリープ亀裂進展式の指数 ΔJ_c : クリープ J 積分範囲(N/mm/h) <p>指数 m の値は、藤岡らの参考文献⁷⁾に基づいて設定した。なお、亀裂進展速度を対数軸にプロットしたとき、その傾きはほぼ一定となることから、m については定数として取り扱うものとした。</p>	

表 19 「(2-5) 欠陥検出確率 (超音波探傷法)」に係る変数の設定方法 (1/2)

項目	欠陥検出確率 (超音波探傷法)
分布型	分布を考慮せず, 確定値として扱う
平均値	90%(亀裂深さが板厚の 10%以上の場合)
物性値や評価条件などのばらつき (偶然的不確実さ)	①検査員, ②検査方法, ③材質等によるばらつきがあるが, 考慮不要とする(説明 3)参照)
ばらつき以外の考慮すべき不確実性 (認識論的不確実さ)	①対象部の板厚, ②欠陥判定のしきい値等があるが, 上記のとおり確定値を用いることから, 考慮不要とする。
<p><説明></p> <p>1)検査については, 亀裂検出等を念頭に置くことから, 対象を超音波探傷試験として条件を暫定した。</p> <p>2)欠陥検出確率に関する文献は種々あるが, 近年の知見を参考にするものとした。これらの参考文献⁸⁾⁹⁾では, 実証試験データが記載されているが, 概ね検出自体はされていることから, 分布型は考慮せず, 一定値で暫定するものとした。</p> <p>3)中央値については, 以下の背景から 90%に暫定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・参考文献⁸⁾⁹⁾によれば, 欠陥深さ 1 mm 以上に対し端部エコー法で 100%検出可能となっている。 ・炭素鋼に TOFD 法を適用した場合, 一部のチームで 100%とならず, 平均で 96.9%である。 ・なお, 板厚の 10%以下の亀裂は, 評価不要欠陥ともなり得ることから, 現状では一律同様の検出確率を暫定した。 ・また, 確定値に対し, 検査員の技量や検査方法, 材質等によってばらつきが生じるが, 上記のとおり試験データでは 100%検出可能であるところを 90%に暫定していることから, 現時点ではばらつきは考慮不要とした。 <p>4)上記の適用条件は, 以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・検査方法: 超音波探傷試験(DAC20%) ・適用材質: ステンレス鋼(試験データは SUS316L) ・欠陥の種類: 亀裂(試験データは SCC) <p>5)欠陥検出確率は, PSI/ISI で区別する必要があるが, 現時点では超音波探傷試験に限り, PSI/ISI に区別せずに本条件を使用できるものとした。</p> <p>6)軽水炉とナトリウム炉の検出精度については, 検査対象の材質, 構造, 検査原理が同じであれば, 軽水炉とナトリウム炉で差は無いと言えるが, 原子炉容器廻りの検査や炉内検査のように遠隔装置を用いた検査の場合には, アクセスする装置の位置決め精</p>	

表 19 「(2-5) 欠陥検出確率 (超音波探傷法)」に係る変数の設定方法 (2/2)

度やケーブル(信号線)の引き回しによる信号の低下、ノイズの増加等による検出精度の低下が考えられるため、通常のばらつき以外の不確定性としてこれらを適切に考慮する必要がある。また、検査に使用するセンサ等は、Na 中と大気中で異なる精度要求ではないため、大気中での VT および UT データから暫定しても問題は無いと考えられる。

7) UT の欠陥検出性能については、試験体の形状や材質、検査員の技量等の条件によって異なる。本検討では代表的な欠陥検出性能についてまとめているが、試験体の種類や欠陥の種類、検査方法、検査員の技量等によって、POD 及びサイジング精度ともにはばらつきが生じることが知られている^{10), 14), 15), 17)-19)}。POD やサイジング精度の設定においては、今後これらの要因も考慮して、複数の特性を用意する必要がある。なお、検査員の技量の影響は、各データのばらつきに含まれているとともに、所定の技量を有する検査員が実施すると考えられるため、個別のパラメータとする必要はないと考えられる。

8) EMAT は、「もんじゅ」の原子炉容器の溶接線の検査装置として研究開発段階であり、使用実績が少なく検査データは殆ど無いのが現状である。しかし、EMAT の欠陥検出性能は通常の圧電素子を用いた UT と比較して遜色のないレベルに達していることから、検査データが蓄積されるまでは暫定的に UT データを用いることを提案する。

また、EMAT に関するデータはほとんどない状況であるが、参考文献¹⁸⁾等のデータによれば、他の超音波探傷試験法と比較しても測定誤差や標準偏差に大きな差はなく、現時点では UT の POD 特性を準用しても問題は無いと考えられる。なお、今後の検査データの蓄積等により、遠隔操作による POD 特性への影響等も検討する必要がある。

表 20 「(2-6) 欠陥サイジング精度 (超音波探傷法)」に係る変数の設定方法

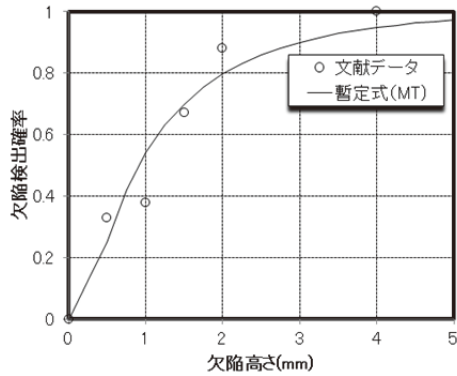
項目	欠陥サイジング精度 (超音波探傷法)
分布型	正規分布(暫定)
平均値	検査測定値
物性値や評価条件などのばらつき (偶然的不確かさ)	(検出欠陥深さ) $\pm 5\text{mm}$ (暫定)
ばらつき以外の考慮すべき不確か性 (認識論的不確かさ)	材質, 対象部の板厚等, 検査方法, 検査員, 欠陥判定のしきい値等があるが, これらを含めて上記ばらつきを暫定する。
<p><説明></p> <p>1)欠陥サイジング精度については, 種々のデータが得られているが, 試験ごとに種々のデータとなっており, 現時点で統計的な整理が難しい状況である。しかしながら, 今後の検討の参考のために, 超音波探傷試験のデータに基づき, 以下を暫定した。</p> <p>(欠陥種類) 亀裂 (探傷方法) 超音波探傷法 (欠陥サイジング精度) 検査測定値(平均値)に対して, $\pm 5\text{mm}$ をばらつきとして考慮¹⁰⁾</p> <p>ばらつきについては, 板厚に対する亀裂深さにもよるが, 参考文献¹⁰⁾では亀裂深さが 5 mm未満の範囲に対しても, $\pm 2\sigma$ に相当する $\pm 5\text{mm}$ を見込んでいることから, $\pm 5\text{mm}$ を暫定した。</p> <p>2)軽水炉とナトリウム炉のサイジング精度については, 検査対象の材質, 構造, 検査原理が同じであれば, 軽水炉とナトリウム炉で差は無いと言えるが, 原子炉容器廻りの検査や炉内検査のように遠隔装置を用いた検査の場合には, アクセスする装置の位置決め精度やケーブル(信号線)の引き回しによる信号の低下, ノイズの増加等によるサイジング精度の低下が考えられるため, 通常のばらつき以外の不確か性としてこれらを適切に考慮する必要がある。また, 検査に使用するセンサ等は, Na 中と大気中で異なる精度要求ではないため, 大気中での UT データから暫定しても問題は無いと考えられる。</p> <p>3)参考文献¹⁰⁾では, SCC による亀裂の検出精度に対する検討が行われており, 試験体は SUS316L となっている。オーステナイト系ステンレス鋼では材料組織により超音波が減衰しやすく, 炭素鋼等とは検出精度も異なることが考えられる¹¹⁾。一方, SUS304 は SUS316 と同様のオーステナイト系ステンレス鋼であるため, 検出性能は同等と見なして問題ないと考えられ, これらのデータは, SUS304 に対しても適用可能とする。</p>	

表 21 「(2-7) 欠陥検出確率 (その他の非破壊検査手法)」に係る変数の設定方法

項 目	欠陥検出確率 (その他の非破壊検査手法)
分布型	ワイブル分布と仮定
平均値	表 22 に記載の暫定 POD 特性式
物性値や評価条件などのばらつき (偶然的不確かさ)	—
ばらつき以外の考慮すべき不確かさ (認識論的不確かさ)	材質, 対象部の板厚等, 検査方法, 検査員, 欠陥判定のしきい値等
<p><説明></p> <p>1) 現状での信頼性評価にそのまま使用できる POD 特性ではないが, 参考のために現状知見を整理した結果を図 1~4 及び表 22 に示す。本データは過去に調査したデータを集約したものであり, 現時点ではこれらの中から亀裂検出及び目視検査に関する POD を暫定した。</p> <p>2) 本検討では, 調査データに対してワイブル分布を仮定して, データの存在する範囲を対象にフィッティング(暫定)している。データの外挿性については, 他のデータを確認する等, 影響の確認が必要であるが, 現状は外挿性に関するデータが得られていない。データの妥当性等は今後の検討が必要であるが, 本検討では, 評価手法を確立することが主目的であるため, 現時点では本データを外挿して用いるものとする。なお, 亀裂の大きい範囲では POD 曲線がなまってきており, 現時点では外挿しても大きな問題は生じないと考えられる。</p> <p>また, 小欠陥側については, 検出限界で決まるものである。本検討の調査文献では, 検出限界の記載はない。したがって, 現状データのある範囲として, 0.5mm 以上の深さに対して本データを使用するものとし, 0.5mm 未満は POD=0 として取り扱うことが考えられる。</p> <p>3) 欠陥検出確率としては, PSI/ISI で区別する必要があるが, 本検討に用いたデータは, 欠陥の種類として供用中に生じた欠陥や人工欠陥を含むとともに, これらを試験体として検出を行ったものである。このため, 現時点で区分は困難であるが, 今後 PSI/ISI の区分について検討する必要がある。</p> <p>4) 欠陥検出確率については, 上記 1)~2)の課題があり, これらの影響は別途考慮する必要があると考えられるが, 現状は参考文献に基づき表 22 に示す特性式を暫定している。</p>	

表 22 各検査方法に対する暫定 POD 特性式

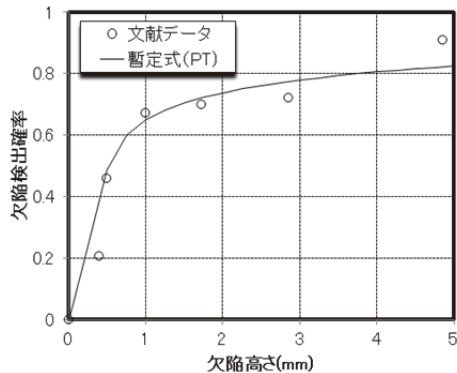
検査方法	対象欠陥	POD 特性式	図
MT	線状欠陥 (表面欠陥)	$POD(x) = 1 - \exp\left\{-\left(\frac{x-0.3}{0.95}\right)^{0.8}\right\}$ (x : 亀裂高さ(mm))	図 1
PT		$POD(x) = 1 - \exp\left\{-\left(\frac{x-0.40}{0.50}\right)^{0.25}\right\}$ (x : 亀裂高さ(mm))	図 2
RT	線状欠陥 (内部欠陥)	$POD(x) = 1 - \exp\left\{-\left(\frac{x-0.62}{68.26}\right)^{0.29}\right\}$ (x : 亀裂高さ(mm))	図 3
VT	線状欠陥 (表面欠陥)	$POD(x) = 1 - \exp\left\{-\left(\frac{x-2.2}{155}\right)^{0.45}\right\}$ (x : 亀裂長さ(mm))	図 4



<試験体の種類>

- ①材質: フェライト鋼
- ②試験体数: 67 試験体
- ※左図: 線状欠陥を有する 6 試験体のデータ
- ③試験体板厚: 記載なし

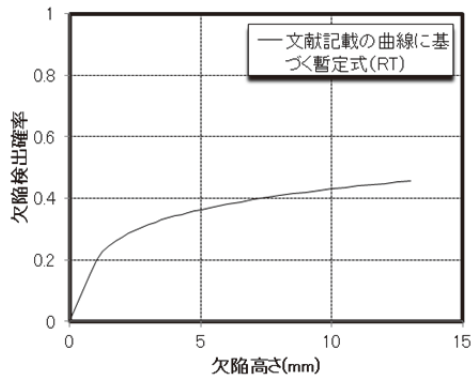
図 1 MT に対する欠陥高さと POD の関係 ¹²⁾



<試験体の種類>

- ①材質: フェライト鋼, オーステナイトステンレス鋼, アルミニウム
- ②試験体数: 72 試験体
- ※左図: 72 試験体中の線状欠陥を有する全試験体に基づくデータ
- ③試験体板厚: 記載なし

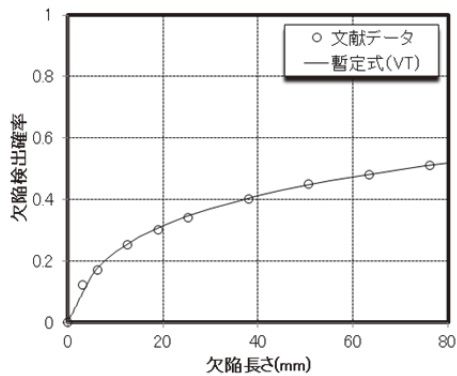
図 2 PT に対する欠陥高さと POD の関係 ¹²⁾



<試験体の種類>

- ①材質: 炭素鋼(板及び配管)
- ②試験体数: 131 試験体
- ③対象欠陥: 亀裂(46 個が対象)
- ④試験体板厚: ~25mm (詳細は記載なし)
- ※左図の暫定式: 文献内記載の曲線の読取により暫定した。

図 3 RT に対する欠陥高さと POD の関係 ¹³⁾⁻¹⁴⁾



<試験体の種類>

- ①タンク車のタンクが対象 (詳細は記載なし)
- ※左図: 文献記載のデータ値。ただし、試験データでなく、検討による評価データ

図 4 VT に対する欠陥長さと POD の関係 ¹⁶⁾

4. 結論

高速炉機器の信頼性評価（破損確率評価）に用いる変数のうち、JAEA-Data/Code 2015-002で報告されている材料強度の統計的特性以外のものについて整備を行った。整備した変数は、荷重に係るもの、材料特性のうち亀裂進展に係るもの及び検査に係るものである。JAEA-Data/Code 2015-002に加えて本報の整備結果を用いることにより、今後高速炉機器の信頼性評価の実施がより容易になると考えられ、システム化規格概念の実現と普及に貢献すると期待される。

謝辞

本検討を実施するにあたり、(一社)日本機械学会 発電用設備規格委員会 原子力専門委員会 高温規格分科会 システム化規格作業会委員から有益なご助言を頂きましたことについて感謝致します。

参考文献

- 1)Asada, Y., Tashimo, M. and Ueta, M. :“System Based Code-Principal Concept”, Proc. 10th International Conference on Nuclear Engineering, #22730 (2002).
- 2)Asada, Y., Tashimo, M. and Ueta, M. :“System Based Code-Basic Structure”, Proc. 10th International Conference on Nuclear Engineering, #22731 (2002).
- 3)Asada, Y. : “Japanese Activities Concerning Nuclear Codes and Standards-Part II”, J. Press. Vess. Technol., 128, pp. 64-70 (2006).
- 4)高屋, 佐々木, 友部 : “高速炉機器の信頼性評価に用いる材料強度の統計的特性 –オーステナイト系ステンレス鋼–”, JAEA-Data/Code 2015-002 (2015), 54p.
- 5)“日本原子力学会標準 原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007”, AESJ-SC-P006:2007, 日本原子力学会 (2007).
- 6)“原子力発電所耐震設計技術規定”, JEAC4601-2008, 日本電気協会 (2008).
- 7)Fujioka, T., Shimakawa, T., Miura, N. and Kashima, K. : “Development and Verification of an Evaluation Method for Creep-Fatigue Crack Propagation in FBR Components”, PVP, Vol.305, pp.395-402 (1995).
- 8)“平成 18 年度 低炭素ステンレス鋼の非破壊検査技術実証に関する事業報告書[総括版]”, 07 基材報-0003, 原子力安全基盤機構 (2007).
- 9)“原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書(超音波探傷試験における欠陥検出性及びサイジング精度の確認に関するもの)[総括版]”, 05 基材報-0001, 原子力安全基盤機構 (2005).
- 10)総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会(第 8 回) 参考 8-4, “超音波探傷試験による再循環系配管 サイジング精度向上に関する確性試験報告書(概要版)”, 発電設備技術検査協会 (2003).
- 11)柴山, 太田, 守中, 山本, 濱中 : “維持規格における供用前検査の許容基準に係る検討”, 日本機械学会 M&M カンファレンス 2009, pp.345-347 (2009).
- 12)Kauppinen, P. and Sillnpaa, J. : “Reliability of Surface Inspection Technique for Pressurized Components”, SMiRT 11 Transactions, Vol.G15/5, pp.389-394 (1991).
- 13)Forli, O. and Pettersen, B. : “The Performance of Conventional Ultrasonic and Radiographic Weld Examination”, British Journal of Non-Destr Test, Vol.27, pp.364-366 (1985).
- 14)Halmshaw, R. : “The Capability of Radiographic Inspection”, British Journal of Non-Destr Test, Vol. 36, pp.146-147 (1994).
- 15)Doctor, S.R., Lemaitre, P. and Crutzen, S. : “Austenitic Steel Piping Testing Exercises in PISC”, Nuclear Engineering Design, Vol.157, pp.231-244 (1995).
- 16)Dinell, J. R. : “The Use of Non-Destructive Testing for Evaluating the Integrity In-Service Tank Cars”, Proceedings of the 15th World Conference on Nondestructive Testing, (2000).

- <http://www.ndt.net/article/wcndt00/papers/idn464/idn464.htm> (参照日:2016年6月13日).
- 17)“Report on the evaluation of the inspection results of the wrought-to-wrought PISC III Assemblies no.31, 32, 33, 34, 35 and 36”, PISC III Report No.33, European Commission Joint Research Center (1995).
- 18)“Report on the evaluation of the inspection results of the cast-to case PISC III Assemblies no.41, 41 and weld B of Assembly 43”, PISC III Report No.34, European Commission Joint Research Center (1995).
- 19)“Report on the evaluation of the inspection results of the wrought-to-cast PISC III Assemblies no.51 and weld A of Assembly 43”, PISC III Report No.35, European Commission Joint Research Center (1995).

