

AValiação DA CONFIABILIDADE DO SISTEMA DE LIMITAÇÃO DE ANGRA  
2 PARA A FUNÇÃO DE DESARME DO REATOR EM UM CENÁRIO DE PERDA  
TOTAL DO SISTEMA DE ÁGUA DE ALIMENTAÇÃO PRINCIPAL

Carlos Henrique de Oliveira

TESE SUBMETIDA AO CORPO DOCENTE DA COORDENAÇÃO DOS  
PROGRAMAS DE PÓS-GRADUAÇÃO DE ENGENHARIA DA UNIVERSIDADE  
FEDERAL DO RIO DE JANEIRO COMO PARTE DOS REQUISITOS  
NECESSÁRIOS PARA A OBTENÇÃO DO GRAU DE MESTRE EM CIÊNCIAS EM  
ENGENHARIA NUCLEAR.

Aprovada por:

---

Prof. Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo, D. Sc.

---

Prof. Antonio Carlos Marques Alvim, Ph.D.

---

Dr. Marco Antônio Bayout Alvarenga, D. Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL

ABRIL DE 2005

OLIVEIRA, CARLOS HENRIQUE DE

Avaliação da Confiabilidade do Sistema de Limitação de Angra 2 Para a Função de Desarme do Reator em um Cenário de Perda Total do Sistema de Água de Alimentação Principal [Rio de Janeiro]2005

X, 152 p. 29,7 cm (COPPE/UFRJ, M.Sc., Engenharia Nuclear, 2005)

Tese - Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE

1. Análise Probabilística de Segurança
  2. Desarme do Reator pela Limitação
  3. Quantificação pelo Software Sapphire
- I-COPPE/UFRJ II-Título (série)

## **AGRADECIMENTOS**

Ao Prof. Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo pelo apoio e orientação devida durante o desenvolvimento do trabalho.

Ao Prof. Antonio Carlos Marques Alvim.

Aos colegas da COPPE/Nuclear, pelas horas de estudo e trabalho realizadas a fim de aprimorar os conhecimentos necessários nas cadeiras do mestrado.

Ao corpo docente do Programa de Energia Nuclear (COPPE/PEN), cujo seus ensinamentos foram primordiais para a finalização desse curso.

A Eletronuclear – Eletrobrás Termonuclear S/A, pelo incentivo dado aos seus funcionários de se aperfeiçoarem tecnicamente.

Ao grupo da Instrumentação e Controle da manutenção de Angra 2, principalmente os técnicos Vanderlei de Carvalho Cruz, Luis Moutinho Rodrigues e Leonardo Teixeira Marcos, pelo apoio na busca de informações sobre o sistema de limitação.

Ao grupo da APS de Angra 1, pelo apoio dado na orientação para o desenvolvimento deste trabalho, e a todos os outros que deixaram de ser citados que também me auxiliaram.

A minha família, pelo apoio, incentivo e compreensão, pelas horas de estudo.

Resumo da Tese apresentada à COPPE/UFRJ como parte dos requisitos necessários para a obtenção do grau de Mestre em Ciências (M.Sc.)

AValiação da Confiabilidade do Sistema de Limitação de Angra 2 para a Função de Desarme do Reator em um Cenário de Perda Total do Sistema de Água de Alimentação Principal

Carlos Henrique de Oliveira

Abril/2005

Orientador: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Programa: Engenharia Nuclear

Esta dissertação apresenta uma abordagem probabilística do sistema limitação (instrumentação & controle) de Angra 2 em um cenário de acidente, quando da perda do sistema de água de alimentação (fonte fria), desafiando assim o sistema de instrumentação e controle em executar ações para que o reator retorne a um estado de condição segura. Foi considerada a utilização de todas as 36 barras de controle do banco L para o cenário deste estudo.

A confiabilidade do sistema de limitação foi analisada através do código *Saphire*, que possibilita ao usuário obter um conjunto de figuras de árvores de falhas, por meio de recursos matemáticos e gráficos.

Os módulos eletrônicos do *Iskamatic* e os transdutores de fluxo foram considerados como o limite de resolução para modelagem das árvores de falhas.

O valor de probabilidade de falha de Angra 2, dentro da função de desarme do reator, é considerado razoável em relação ao apresentado na literatura sobre o tema.

O desenvolvimento deste trabalho permitiu iniciar o processo de estudo do sistema de limitação de Angra 2 de acordo com a metodologia de análise probabilística de segurança. Trata-se de um primeiro estudo de Análise Probabilística de Segurança para Angra 2.

Abstract of Thesis presented to COPPE/UFRJ as a partial fulfillment of the requirements for the degree of Master of Science (M.Sc.)

RELIABILITY ASSESSMENT OF THE ANGRA 2 LIMIT SYSTEM FOR THE  
REACTOR TRIP FUNCTION UNDER A TOTAL LOSS OF MAIN FEEDWATER  
SCENARIO

Carlos Henrique de Oliveira

April/2005

Advisor: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Department: Nuclear Engineering

This dissertation presents a probabilistic approach of the limitation system (instrumentation and control) of the Angra 2 Nuclear Power Plant under a loss feedwater (heat sink), thus challenging the I&C system to perform actions in order to assure the reactor returning to a safe condition.

All the 36 control rods of the L bank have been considered for the studied scenario.

The limitation system reliability was analysed by means of the *Saphire* code, which enables the user to obtain a set of reliability figures of merit by means of its mathematical and graphical resources.

The electronic modules of the *Iskamatic* and the flow transducers were considered as the limit of resolution for the fault tree modeling.

The failure probability found for the limitation system of Angra 2 for the reactor trip function is considered reasonable as compared to the reported results in the literature.

The development of this work has been one of the first steps in the probabilistic safety assesment of the Angra 2 power station.

# Índice

<b>Capítulo 1 –INTRODUÇÃO</b>	1
1.1 APRESENTAÇÃO	1
1.1.1 A história das usinas de Angra dos Reis	1
1.1.2 O processo de produção de energia	3
1.2 OBJETIVO DO TRABALHO	4
1.2.1 Modelagem do cenário	8
<b>Capítulo 2-DESCRIÇÃO DA INSTRUMENTAÇÃO E CONTROLE</b>	9
2.1 APRESENTAÇÃO	9
2.2 O <i>ISKAMATIC</i>	14
2.3 O SISTEMA DE LIMITAÇÃO – JT	16
2.3.1 Exigência do projeto do sistema de limitação	20
2.3.2 Descrição do sistema de limitação de potência do reator - RELEB	20
2.4 DESCRIÇÃO DO SISTEMA DE ÁGUA DE ALIMENTAÇÃO LAB/LAC	23
2.5 LIMITAÇÃO DA POTÊNCIA DO REATOR DEVIDO À ALIMENTAÇÃO INSUFICIENTE DOS GVs - SPEISE-RELEB	25
2.5.1 Perda de duas bombas de água de alimentação	26
2.6 QUEDA DE BARRA DE CONTROLE DEVIDO À ATIVAÇÃO DE RESA - STEW-RESA	27
<b>Capítulo 3 – QUANTIFICAÇÃO DA PROBABILIDADE</b>	28
<b>Capítulo 4 - CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES</b>	30
<b>REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS</b>	32
<b>APÊNDICE A – DESENHO ESQUEMÁTICO DOS SINAIS DA LIMITAÇÃO</b>	34
<b>APÊNDICE B – ÁRVORES DE FALHAS</b>	36
<b>APÊNDICE C - CODIFICAÇÃO DOS EVENTOS BÁSICOS</b>	147
<b>APÊNDICE D – RELATÓRIOS DE QUANTIFICAÇÃO – SAPHIRE</b>	148

## ÍNDICE DE FIGURAS

Figura 1	Locação das usinas Angra 1 e 2	02
Figura 2	Internos do vaso do reator de uma usina nuclear PWR	05
Figura 3	Elemento combustível de um reator PWR	06
Figura 4	Mecanismo de acionamento de uma barra de controle	07
Figura 5	Localização dos prédios de Angra 2	10
Figura 6	Configuração do sistema de controle de uma central nuclear	11
Figura 7	Foto do módulo eletrônico (laboratório da instrumentação e controle de Angra 2)	14
Figura 8	Desenho de localização / funções dentro dos armários	15
Figura 9	Visão geral do sistema de limitação	19
Figura 10	Diagrama simplificado do sistema de água de alimentação principal	24
Figura 11	Estrutura do sistema de I & C da usina nuclear Tianwan	32
Figura 12	Bomba de água de alimentação principal	33

## ÍNDICE DE TABELAS

Tabela 01	Funções parciais da RELEB	22
Tabela C-1	Componentes da I&C/ codificação dos eventos básicos	147



## NOMECLATURA

APS	Análise probabilística de segurança
Árvore de falhas	Representação por lógica booleana dos mecanismos de falha de um sistema através das contribuições de seus componentes e seus sistemas suportes
<i>ATWS</i>	<i>Anticipated Transient Without Scram</i> (transientes antecipados com falha do TRIP desligamento rápido do reator)
BAA	Bomba de Água de Alimentação
BRR	Bomba de refrigeração do reator
EVA	Acidente externo
GV	Gerador de vapor
I&C	Instrumentação e controle
KKS	<i>KRAFTWERK KENNZEICHEN SYSTEM</i> (sistema de identificação da usina nuclear Angra 2)
LAB	Sistema de água de alimentação principal
LOCA	<i>Loss of cooling accident</i> – Acidente de perda de refrigeração
LOOP-RELEB	Limitação do conteúdo energético do primário
l-releb	Limitação para a potência muito alta em operação normal
MADTEB	Limitação da pressão, inventário e gradiente de temperatura do refrigerante
Maximo	Software utilizado para o gerenciamento da manutenção
$M_{SRR}$	Massa do refrigerante
<i>NPSH</i>	<i>NET POSITIVE SUCTION HEAD</i> (carga líquida positiva de sucção).
$N_{PZR}$	Nível de água no pressurizador
NRC	<i>Nuclear Regulatory Commission</i>
PERL	Potência permitida ao reator
PERG	Potência permitida ao gerador
$P_G$	Potência do gerador
PGG	Valor limite de variação da potência do reator
PKG	Potência térmica corrigida do reator
$P_N$	Potência nominal

$P_R$	Potência do reator
PRIPERL	Potência permitida primária
$P_{SRR}$	Pressão do refrigerante
PUMA	Falha de bomba de refrigeração do reator
$P_{VP}$	Pressão de vapor principal
PWR	Reator a água pressurizada
PWR:	<i>Pressurized water reactor</i> - Reator à água pressurizada
PZR	Pressurizador
RELEB	Função de limitação da potência do reator
RELEB	Limitação da potência do reator
<i>RESA</i>	<i>REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG</i> (desligamento rápido do reator)
RESAK	Sinal de controle de resa
<i>Saphire</i>	<i>Systems Analysis Programs for Hand-On Integrated Reliability Evaluations</i>
SDV	Sistema de desvio de vapor
SPR	Sistema de proteção do reator
$\bar{\rho}_{SRR}$	Densidade média do refrigerante
SRR	Sistema de refrigeração do reator
SRR	Sistema de resfriamento do reator
SSB	<i>Safety shutdown burst</i> (terremoto com desligamento seguro combinado com onda de choque decorrente de explosão do tanque de água de alimentação).
SSE	<i>Safety shutdown earthquake</i> (terremoto com desligamento seguro)
STAFAB	Limitação do movimento de barras de controle
$T_M$	Temperatura média do refrigerante
TRIP	Desligamento automático do reator
TUSA	Desligamento rápido da turbina
$\lambda$	Frequência de dano ao núcleo [ $\text{ano}^{-1}$ ]

# 1-INTRODUÇÃO

## 1.1- APRESENTAÇÃO

### 1.1.1 - A história das usinas nucleares de Angra dos Reis

O Brasil decidiu em 1968 ingressar no campo da produção de energia nucleoe elétrica, com o objetivo primordial de proporcionar maior tranquilidade ao setor elétrico frente às possíveis necessidades futuras.

Foi realizada em 1969 uma concorrência internacional, a qual foi vencida pela empresa norte-americana Westinghouse, tendo-se iniciada a construção da usina nuclear Angra 1 com um reator do tipo *PWR* (*Pressurized Water Reator*) com capacidade de gerar 657 MWe.

Com a assinatura de um acordo entre o Brasil e a República Federal da Alemanha, de cooperação para o uso pacífico de energia nuclear, foi concretizada em julho de 1975 a aquisição das usinas nucleares Angra 2 e 3 à empresa alemã Kraftwerk Union A G – KWU, atualmente uma subsidiária da Siemens, com potências nominais de 1309 Mw. A construção de Angra 2 teve início em 1976. Várias melhorias tecnológicas foram incorporadas aos sistemas de Angra 2 durante as etapas de montagem e comissionamento, gerando um aumento da potência nominal para 1350 Mwe. A usina nuclear Angra 2 também possui um reator do tipo *PWR*. De acordo com GRS-72 (1989), este tipo de reator possui, para o resfriamento do seu núcleo, água leve e pressurizada através de circuitos fechados. Todos os sistemas de segurança são redundantes, o que significa que, se um sistema de segurança falhar, sempre haverá um (no caso de Angra 1) ou três sistemas (no caso de Angra 2) com a mesma capacidade para suprir a falha. As usinas Angra 1 e Angra 2, que constituem a Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (figura 1), foram projetadas e construídas dentro dos mais rigorosos critérios de segurança internacionais. Seus projetos de reator *PWR* possuem o conceito de defesa em profundidade, que são várias barreiras sucessivas que impedem o escape de material radioativo para o meio ambiente, caso aconteça algum acidente nuclear.



### **1.1.2- O Processo de produção de energia (Angra 2)**

A função de uma usina nuclear é transformar a energia contida no núcleo de elementos físséis em uma forma técnica e economicamente utilizável de energia que, neste caso, é a energia elétrica.

A energia liberada pela fissão, no núcleo do reator, transforma-se rapidamente em calor que aquece a água do Sistema de Refrigeração do Reator, também chamado de circuito primário. O calor assim produzido, é transportado pela água deste sistema primário aos geradores de vapor, por meio de quatro bombas de refrigeração, em quatro circuitos paralelos. Nos geradores de vapor, a água do sistema primário transfere seu calor, através dos tubos destes geradores, para a água do sistema secundário que se transforma em vapor saturado. O vapor produzido é expandido nas turbinas as quais acionam o gerador elétrico. Os tubos dos geradores de vapor promovem uma separação entre a água do sistema primário e a do sistema secundário evitando, assim, que substâncias radioativas, eventualmente presentes no sistema de refrigeração do reator, contaminem o circuito água-vapor.

No circuito água-vapor, a água de alimentação dos geradores de vapor é retirada do tanque de água de alimentação por meio das bombas de água de alimentação e pré-aquecida em trocadores de calor por extrações das turbinas. O vapor, após sua expansão nas turbinas, é condensado nos condensadores e o condensado resultante é conduzido, pelas bombas de condensado principal, ao tanque de água de alimentação onde é promovida uma desgaseificação do mesmo.

No circuito terciário ou de refrigeração (que é um circuito aberto), as bombas de água de refrigeração principal captam a água do mar na enseada de Itaorna, forçam sua passagem pelos condensadores, onde ela absorve o calor resultante da condensação do vapor e a descarrega, através de um túnel, na enseada de Piraquara de Fora, onde este calor é finalmente rejeitado.

A utilização do calor obtido das extrações das turbinas para preaquecer o condensado e a água de alimentação promove uma menor rejeição de calor para o meio ambiente, o que implica num aproveitamento mais eficiente da energia gerada pelo reator.

## **1.2 – OBJETIVO DO TRABALHO**

Elaborar uma árvore de falha do sistema de limitação – JT (instrumentação e controle) de Angra 2 para as funções de desligamento do Reator, visando estimar a probabilidade de falha desse sistema num cenário de acidente.

Em CFOL (2001), para o desligamento do reator, o Sistema de Limitação possui uma única função, a qual monitora os sinais de vazão de água do sistema de água de alimentação (LAB) na entrada de cada gerador de vapor, através dos sensores LAB 60/70/80/90 CF001. A perda do suprimento de água de alimentação para os geradores de vapor, que pode ser ocasionada por falhas nas bombas principais de alimentação ou por ruptura das tubulações da água de alimentação, representa igualmente uma interrupção na remoção de calor do núcleo do reator, tornando-se necessário então o desligamento imediato do reator pela inserção das barras de controle.

O núcleo do reator de Angra 2 possui 193 elementos combustíveis e 61 barras de controle. As barras de controle têm por função controlar de forma direta as reações em cadeia, mediante a absorção de nêutrons térmicos e epitérmicos, originando mudanças rápidas de reatividade, quando se movimenta no interior do núcleo do reator no sentido axial (figura 2). Cada barra de controle é composta de um conjunto de 20 varetas (figura 3), e cada vareta consiste de um material absorvedor encapsulado em um tubo de aço inoxidável hermeticamente fechado nas extremidades por tampões. O material absorvedor é uma liga de prata (80%), índio (15%) e cádmio (5%). Cada barra de controle possui um mecanismo de acionamento (figura 4) que está montado acima da tampa do vaso do reator. Para o desligamento rápido do reator, as lingüetas de acionamento se desengatam e as barras de controle caem por gravidade, em um tempo médio de 2,4 segundos.

Do ponto de vista da análise probabilística de segurança, devido ao fato de Angra 2 possuir um elevado grau de automação, espera-se que o sistema de instrumentação e controle desempenhe papel significativo na ponderação dos fatores de risco da central.

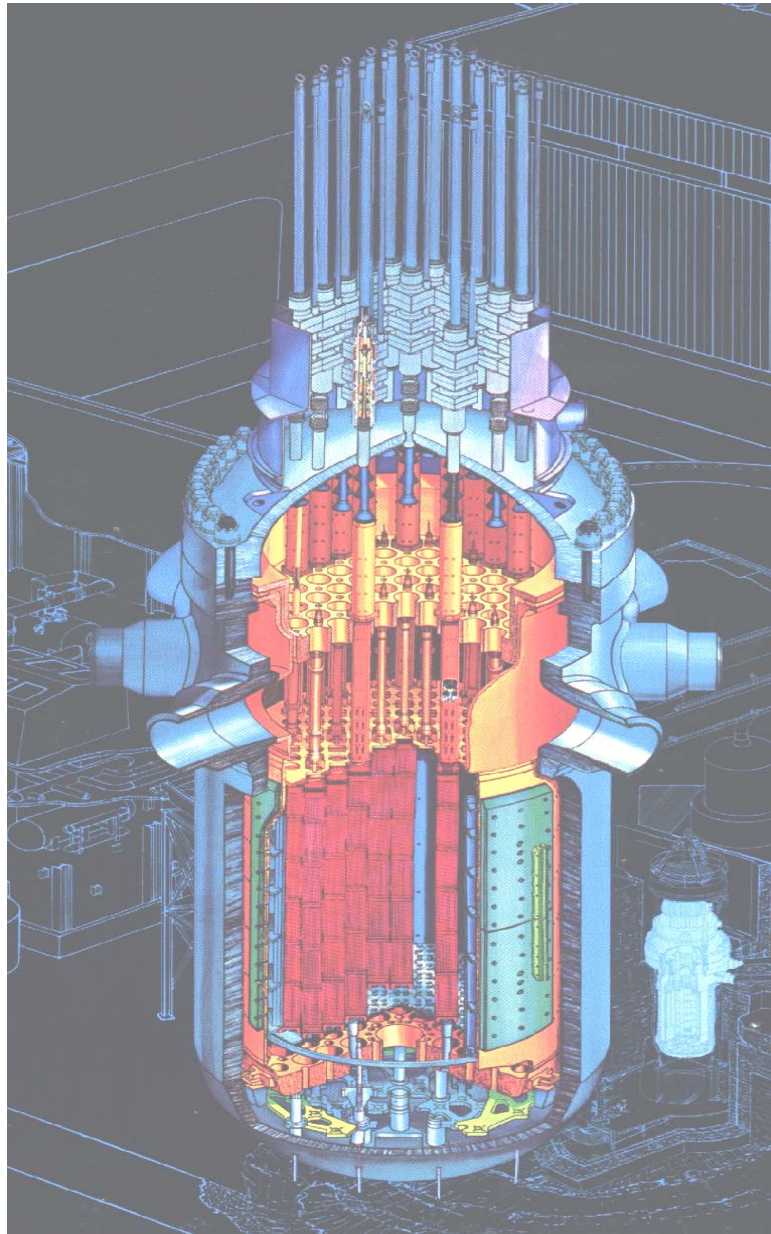


Figura 2: Internos do vaso do reator de uma usina PWR (Westinghouse, Specialty Training – POTC)

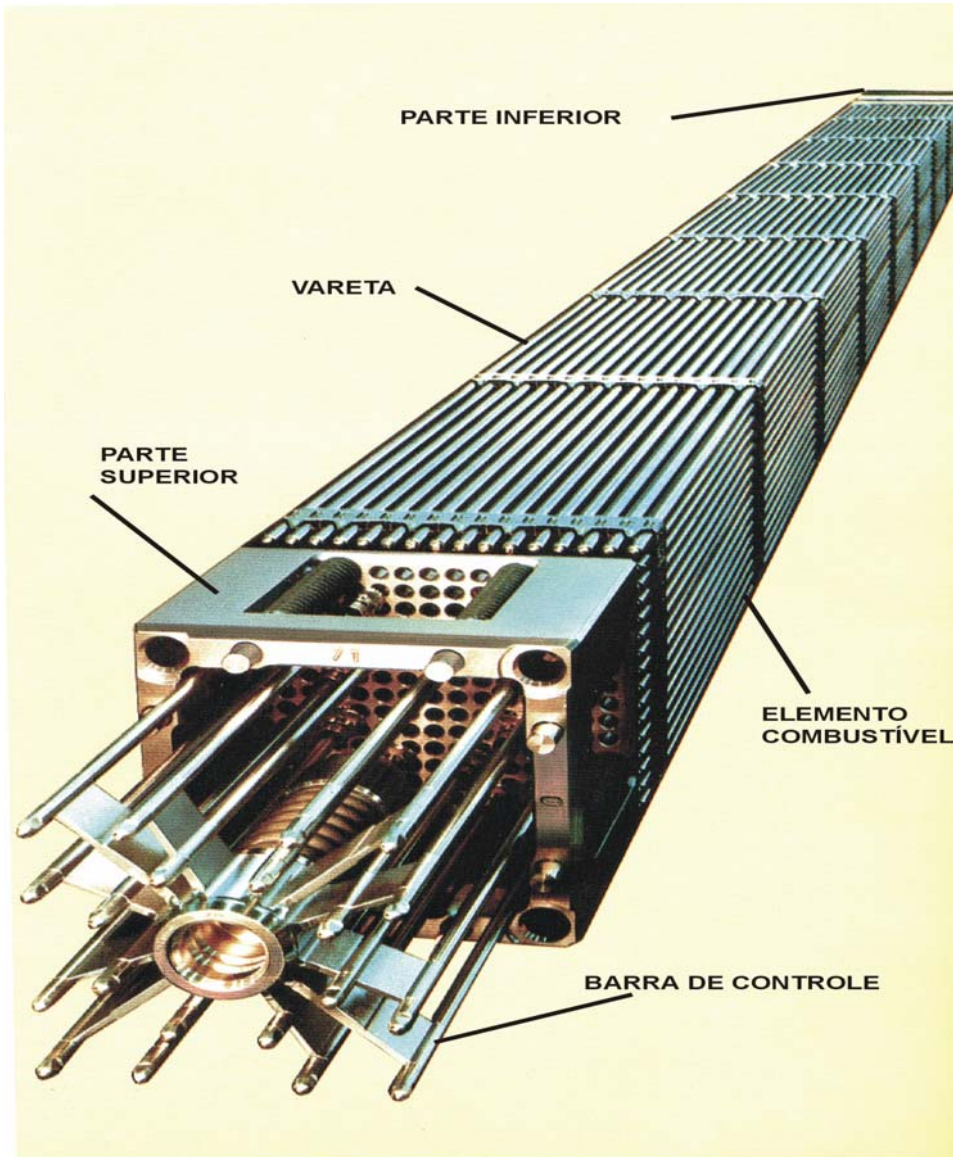


Figura 3: Elemento combustível de um reator PWR (SBUN, 2001)



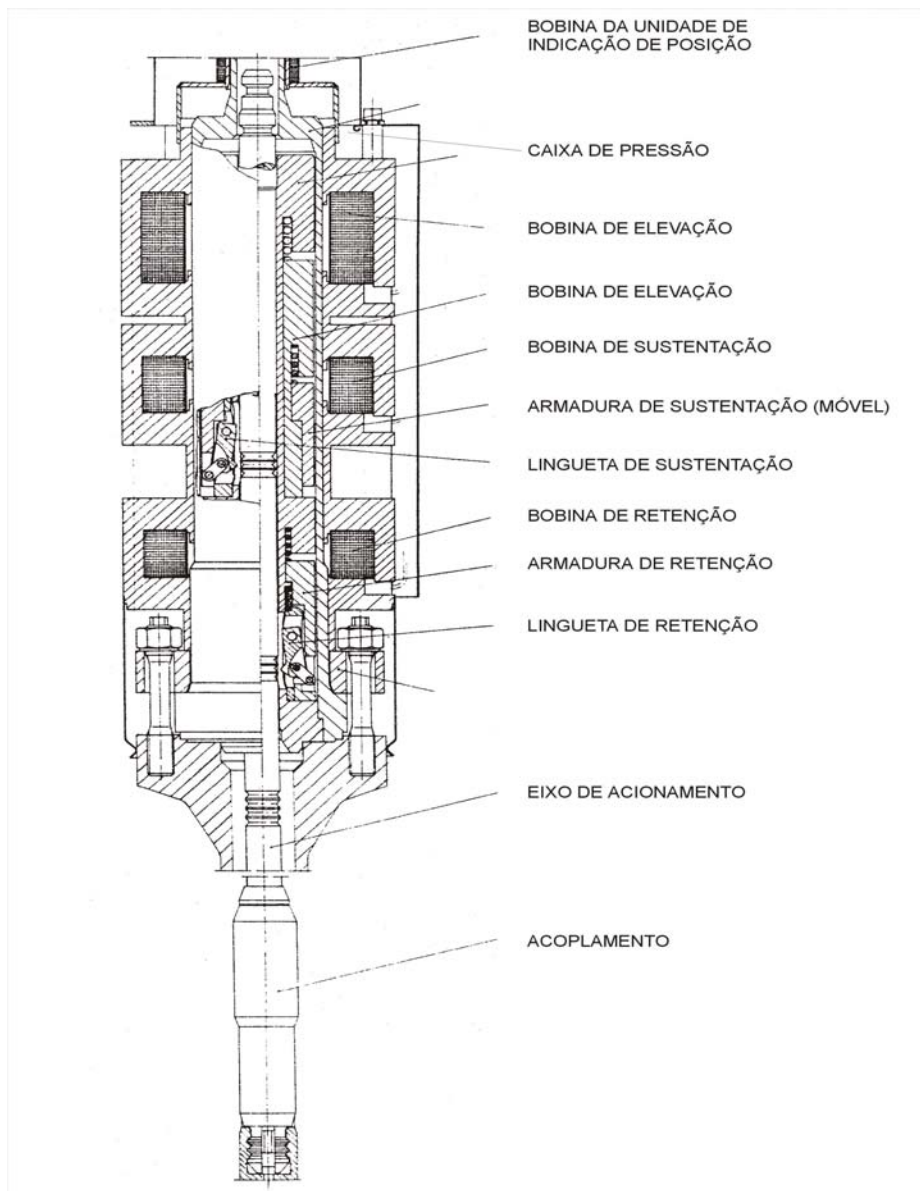


Figura 4: Mecanismo de acionamento de uma barra de controle (SBUN, 2001)

### 1.2.1-Modelagem do cenário

A única função da limitação que gera o desarme do reator é a que monitora a vazão de água de alimentação na entrada de cada gerador de vapor. Com isto, foi escolhido como evento iniciador a perda total do sistema de água de alimentação, que tem como consequência o desarme do reator através da queda das barras do banco I (36 barras de controle), conforme a especificação técnica de Angra 2 (E.T. 16B.3.1.7, 1999), que declara que estes bancos de barras de controle (total de 09 bancos) são suficientes para trazer o reator para a condição quente subcrítica.

É importante ressaltar que, tanto o banco L quanto o banco D e a barra E<sub>0</sub>, podem ser utilizados para o desligamento do reator.

Para cada ciclo e tempo de queima pode-se calcular, por exemplo, utilizando o código CITATION, um valor específico de margem real de desligamento supondo que até mesmo uma ou mais barras de controle fiquem presas (inoperante), conforme Nota Técnica (FURNAS, 1987).

Em WASH 1400 (SWAIN, 1975), temos valor da probabilidade de falha na queda de uma barra de controle igual a  $1 \times 10^{-9}$ .

## **2-DESCRIÇÃO DA INSTRUMENTAÇÃO E CONTROLE**

### **2.1 –APRESENTAÇÃO**

A instrumentação e controle tem por objetivo tornar possíveis operações de sistemas/equipamentos pelo homem ou por meio de dispositivos automáticos. Os dispositivos da instrumentação e controle são compostos por sistemas de medição, proteção, controle, acionamento e monitoração, bem como pela sala de controle.

A usina de Angra 2 (figura 5) possui sua sala de controle no prédio UBA (edifício de controle). Este prédio foi projetado com classificação sísmica SSE. Além de conter a sala de controle, é neste prédio que está montado o *Iskamatic* (elevação 17,95/nível 7).

Caso aconteça algum acidente e se tenha a perda do prédio da sala de controle, ainda existe a possibilidade de operações para o desligamento de reator através da sala de controle de emergência localizada no prédio ULB (edifício de alimentação de emergência), o qual foi projetado com classe sísmica SSB.

A sala de controle e os painéis locais de controle estão ligados aos sistemas da usina através de sensores, de mecanismos automáticos e do controle de acionamentos. O estado e a mudança de estado de um sistema são informados, através de sensores analógicos e binários, aos mecanismos automáticos de atuação, controle, proteção e monitoração, bem como ao pessoal da sala de controle. Os comandos, necessários para a manutenção da operação requerida de um sistema, chegam aos atuadores através dos controles de acionamento (figura 6).

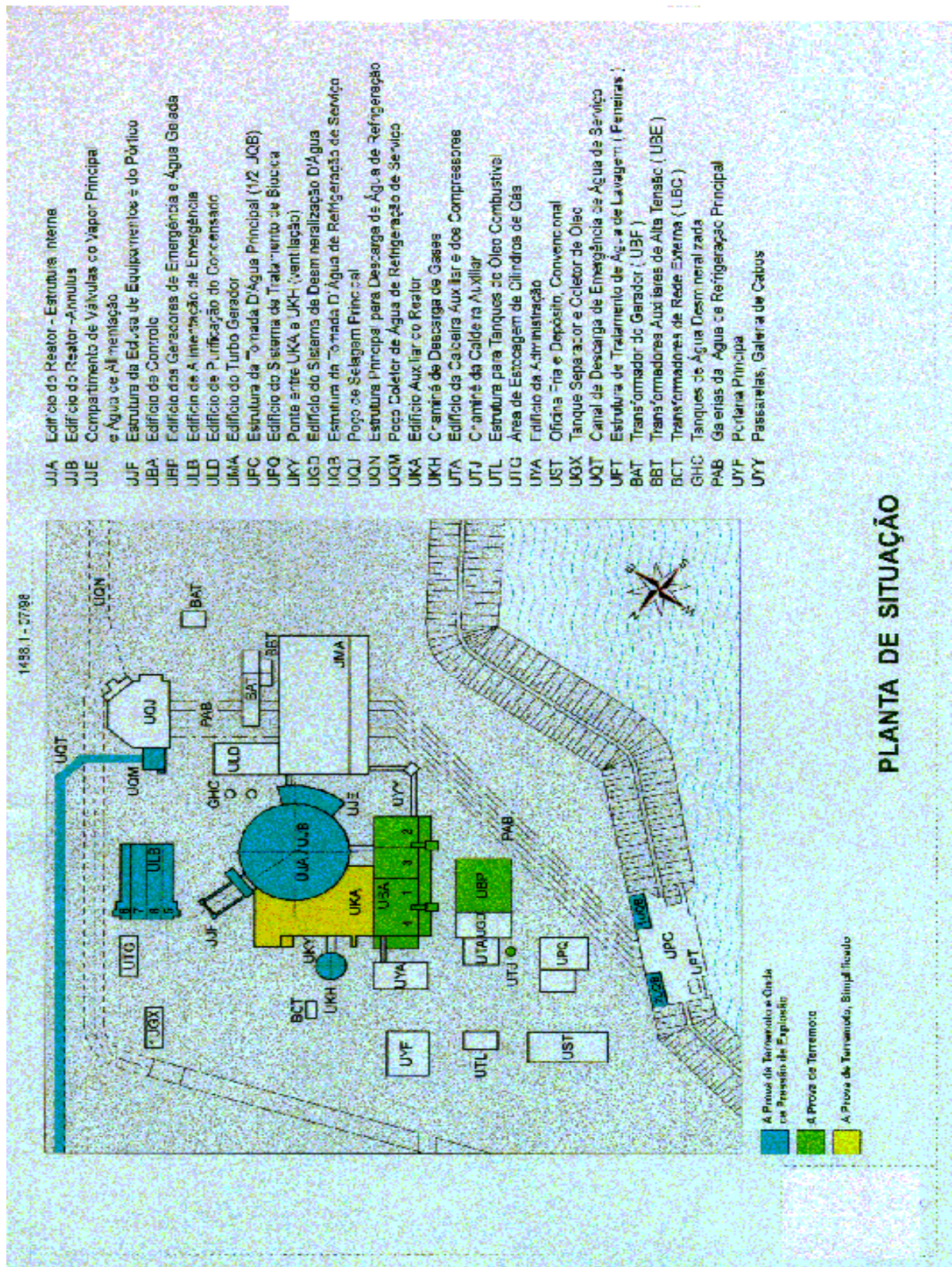


Figura 5: Localização dos prédios de Angra 2 (SBUN, 2001)

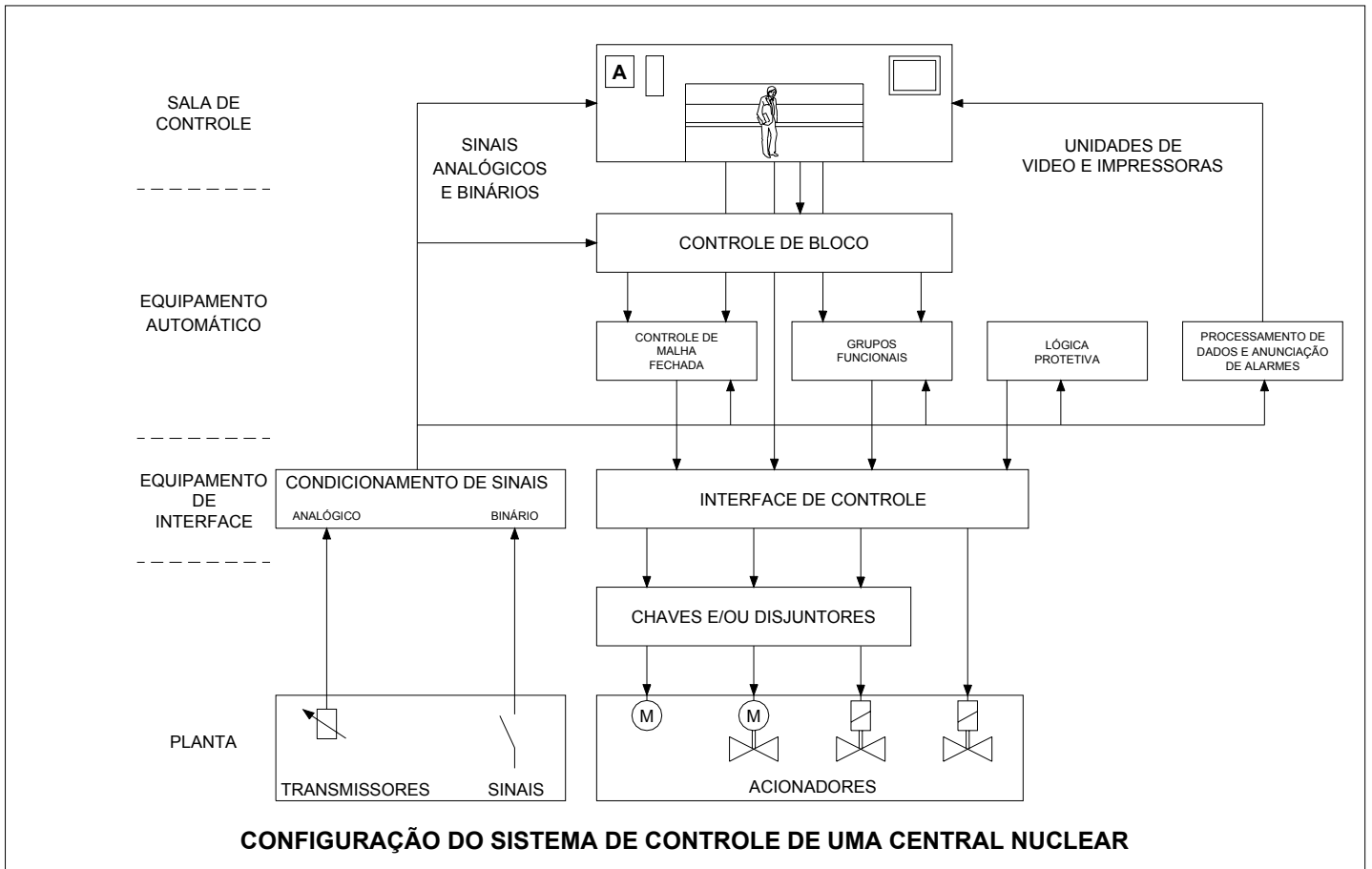


Figura 6: Configuração do sistema de controle de uma central nuclear (SBUN, 2001)

A instrumentação de Angra 2 pode ser dividida em 3 grupos (sistemas): sistema de controle, sistema de proteção e o sistema de limitação do reator.

Sistema de Proteção do Reator (JR) => tem como tarefa, supervisionar e processar as variáveis de processo importantes para a segurança da usina e do meio ambiente e de iniciar ações automáticas de proteção para manter a usina dentro dos limites de segurança. A escolha das variáveis de processo a serem supervisionadas, a seleção de critérios adequados de atuação e sua conexão com os sinais que dão início a ações de proteção decorrem fundamentalmente da análise de acidentes.

O sistema de proteção do reator pertence, juntamente com os dispositivos de segurança ativos e passivos, ao sistema de segurança do reator. Ele é projetado de forma a cumprir sua função de dominar acidentes mesmo no caso dos seguintes eventos iniciadores:

- falhas internas no próprio Sistema de Proteção do Reator – JR;
- falhas internas ao sistema do reator;
- falhas externas ao sistema do reator.

Sistema de Limitação (JT) => consiste de dispositivos que impedem que os valores limites de algumas variáveis de processo pré-estabelecidas sejam ultrapassados. Quando estes valores limites são atingidos, os dispositivos de limitação entram em ação para trazer a usina de volta à condição normal de operação. Isto pode resultar numa redução de potência.

Uma parte do Sistema de Limitação (JT) reduz a potência do reator. Com isto, temporariamente, a relação entre a potência gerada e a potência consumida pode mudar. Neste caso, pode haver inserção ou queda de barras de controle ou então um aumento da concentração de boro no refrigerante, dependendo de quanto a potência do reator ultrapassa um valor pré-estabelecido conhecido como “valor permitido”. A outra parte limita as variáveis de processo.

Na primeira parte estão a limitação da potência do reator, a limitação da densidade de potência do reator e a limitação da retirada de barras de controle. Na outra parte estão, por exemplo, a limitação da pressão e a limitação de massa do refrigerante.

Sistema de Controle (JS) => todos os componentes, excluindo aqueles pertencentes aos sistemas de proteção e de limitação, fazem parte do sistema de controle. O sistema de controle possui as funções básicas da instrumentação.

## 2.2- O ISKAMATIC

De acordo com SBUN (2001), o sistema de instrumentação e controle de Angra 2 é constituído em sua grande parte pelo denominado *Iskamatic*, que é um sistema de malha aberta de controle automático integrado, fabricado pela empresa KWU (*Kraftwerk-Union*), uma empresa alemã. É baseado em desenvolvimento de sistemas prévios produzidos por duas outras empresas do grupo, Siemens e AEG, fabricante de equipamentos para diferentes ramos da indústria. Os projetos dos componentes *Iskamatic*, obedecem a uma filosofia de padronização, a fim de possibilitar a compatibilidade elétrica e o seu emprego em conjunção com os equipamentos já existentes de fabricação Siemens e AEG.

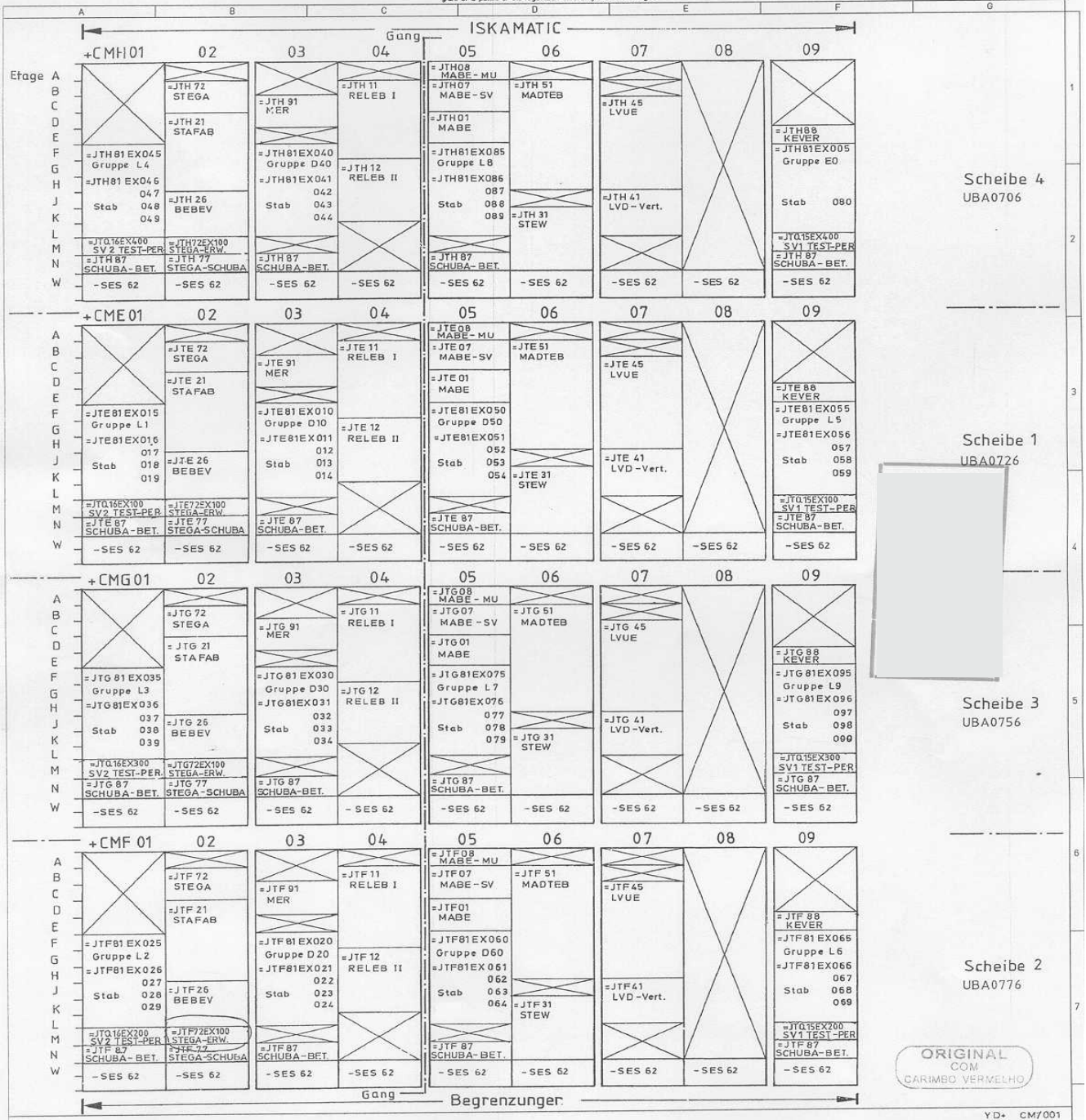
O *Iskamatic* emprega o circuito eletrônico integrado (figura 7), com o qual torna-se possível incorporar um número grande de funções operacionais para um tamanho físico reduzido (figura 8). De acordo com as diferentes funções a desempenhar, o *Iskamatic* pode ser subdividido em: A- analógico, B- binário, C- binário e digital, D- digital e E- Einbau.



Figura 7: Foto do módulo eletrônico (Laboratório da instrumentação e controle de Angra 2)



Without express authority, Offenders are liable to the payment of damages. All rights are reserved in the event of the grant of a patent or the registration of a utility model or design.



R3	26.05.98	BI	DRAWN	KONHEISE	FURNAS CENTRAIS ELETRICAS S.A.	SIEMENS AG	YJZ	FC	M1	R	9	S	9	YD	+	CM	1
R2	17.09.97	RK	APPR	DEUERLIN													
R1	10.10.96	RK	NORM		ANGRA 2-3												
R	D	N															

Figura 8: Diagrama de localização/ funções dentro dos armários

### 2.3- O SISTEMA DE LIMITAÇÃO – JT

O sistema de limitação - JT (figura 9) monitora os desvios inadmissíveis de uma grande quantidade de variáveis de processo, e com ação escalonada, retorna às suas condições operacionais normais. O sistema de limitação é importante durante todos os modos de operação da usina nuclear, tanto em potência quanto durante a partida e parada da central, além dos casos de acidentes.

De acordo com as suas diferentes, e às vezes basicamente semelhantes funções, as limitações podem ser agrupadas em diversos módulos, também denominadas de funções.

Do ponto de vista de funções da instrumentação e controle, podemos definir 3 funções principais, subdividas em funções auxiliares, como por exemplo, para o condicionamento de valores de medição, ou para sua condução, distribuição e realização dos comandos. As 3 funções principais para o preenchimento das funções básicas de instrumentação e controle são:

- 1- Limitação da Potência do Reator (RELEB) => para a monitoração, limitação e, em caso de necessidade, redução da potência integral e local do reator;
- 2- Limitação de Movimento de Barras de Controle (STAFAB) => para a monitoração e garantia da reatividade de desligamento (margem de desligamento), durante a operação em potência, assim como a subcriticalidade quando a central estiver desligada;
- 3- Limitação de Massa, Pressão e Gradiente de Temperatura do Refrigerante do Reator (MADTEB) => para a monitoração, limitação e recondução das variáveis de processo, massa (KMM), pressão (Psrr) e gradiente de temperatura de entrada do reator (TEG) para as suas faixas de operação.

Dessas funções básicas, vê-se que a RELEB é importante somente em operação a potência, enquanto que a STAFAB e a MADTEB têm que preencher suas funções em todas as situações de operação e de acidente. Em caso de influência externa EVA, a MADTEB tem sua eficácia restringida, enquanto que a STAFAB pode preencher a sua função de garantir a subcriticalidade, através da subfunção bloqueio de segurança de injeção de água desmineralizada (GUEDES).

Nos dispositivos de limitação, são processados sinais que são derivados do sistema de proteção do reator e sinais de medição que provêm diretamente dos transdutores.

No condicionamento de sinais de medição para a limitação (MABE), os sinais são convertidos através de conversores I/U (convertem o sinal de corrente elétrica para tensão elétrica) de 20 mA para 10 V e, em seguida, através de conversores I/U ao sistema de 1 mA e distribuídos dentro da limitação.

Cada sinal de medição é distribuído em todos os 4 trens, de modo que cada canal de uma limitação possui à disposição 4 sinais de medições do mesmo tipo, os quais são transformados através de conversores I/U em sinais de tensão.

Destes sinais, dependendo da necessidade, é escolhido em cada trem o 2º maior ou o 2º menor. Cada redundância supervisiona os sinais das outras 3 redundâncias e da sua. Deste modo, cada trem possui quase que o mesmo valor de sinal, os quais se diferenciam de modo insignificante somente através das tolerâncias de transmissão e de seleção.

Os dispositivos de limitação trabalham com transmissores de sinal limite sincronizado. Em caso de atuação de um trem, é comutada durante 50 ms, para todos os trens, uma tensão de tolerância para todos os transmissores de sinal limite do mesmo tipo. Desta maneira, em pouco tempo, todos os 4 transdutores de sinal limite são atuados, de modo que todas as ações, que possam ser derivadas destes sinais limites, atuem nos 4 canais. Através da supervisão destas ações, 0 de 4 ou 4 de 4, são reconhecidos falhas ou erros no processamento de sinal.

Os sinais dos detetores de distribuição de potência e da medição de fluxo de nêutrons são distribuídos no módulo de distribuição dos detetores de distribuição de potência. Os sinais de posição das barras de controle são formados e distribuídos no sistema de acionamento de barras de controle BETÄT.

Para sinais binários são utilizados cubículos de controle (seleção 2 de 4), os quais em caso de 2 ou mais sinais de entrada iguais, geram um sinal de saída, através da qual é eliminada a possibilidade de um sinal falho (inclusive em caso de manutenção de um dispositivo de limitação).

Alarmes de perturbações/acidentes reconhecidas nos dispositivos de limitação e acionamento de barras de controle são indicadas através de alarmes de classe 1 e protocoladas por computador.

Indicadores e registradores na sala de controle, inclusive o computador de processo, são supridos com sinais medidos e valores calculados. Com isto, o nível de sinal interno da limitação é transformado de 0 até 1 mA para 0 até 20 mA. Assim, a tensão do sistema é livre de realimentação contra perturbações externas.

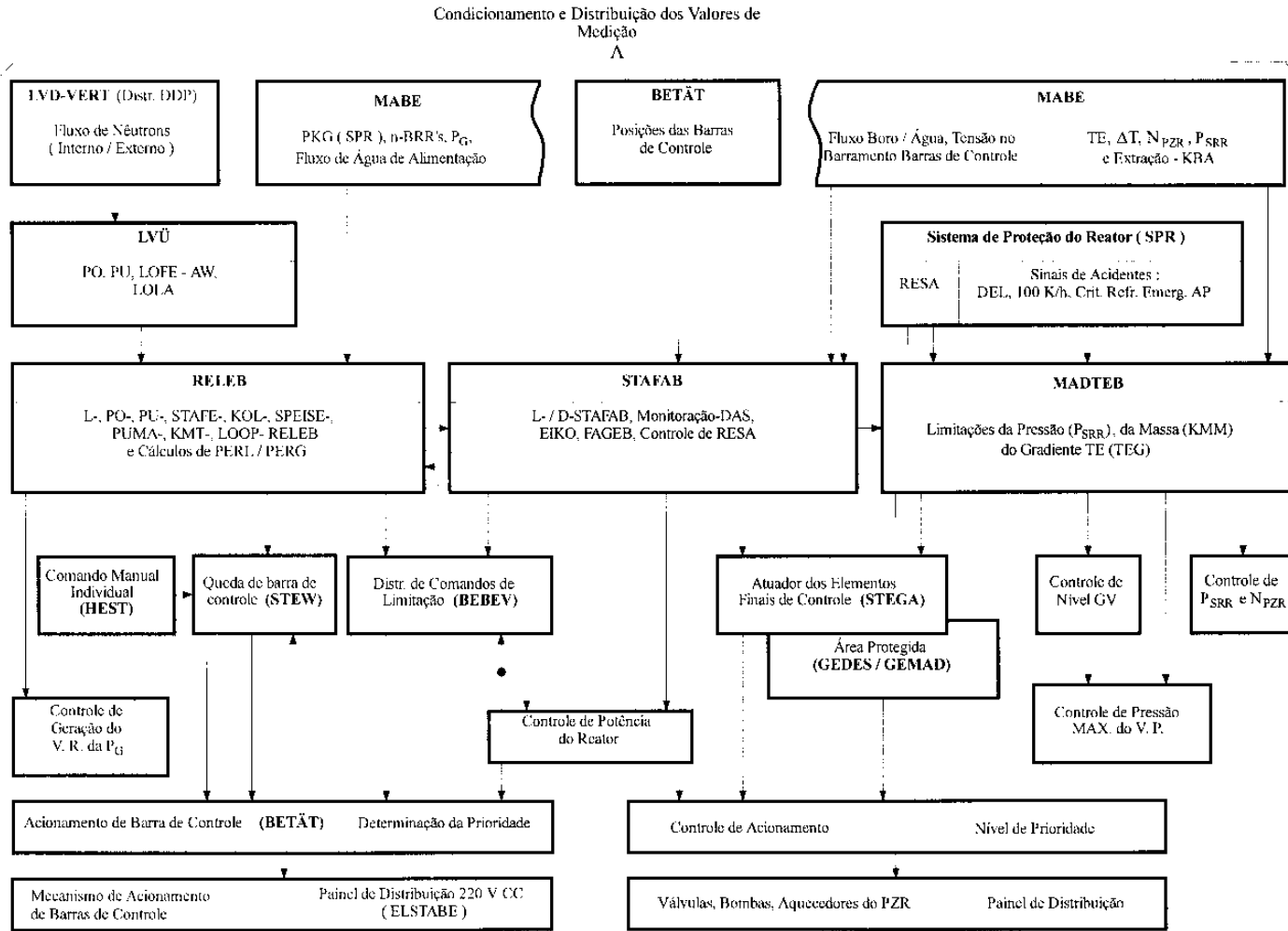


Figura 9: Visão geral do sistema de limitação (CFOL, 2001)

### **2.3.1- Exigências de projeto do sistema de limitação**

As exigências feitas ao projeto são:

- Qualidade do equipamento: são utilizados equipamentos apropriados e de confiança, para manter a incidência de falhas tão baixas quanto possível. Todos os componentes do sistema da limitação são categorizados como de classe nuclear.
- Redundância: os dispositivos de limitação são construídos com 4 canais, de modo que suas funções de limitação não sejam perturbadas por falha única ou em caso de manutenção.
- Independência: os dispositivos de limitação são desacoplados das tensões dos sistemas aos quais eles estão aplicados, isto é válido inclusive para as funções de limitação entre si. A separação física dos canais, penetrações de cabos e suprimento de energia é feita de modo que uma ocorrência que acarrete falha dentro da central (por exemplo, incêndio) não atrapalhe a função de limitação.
- Reconhecimento de erros ou falhas: os erros são reconhecidos através de alarmes e testes repetitivos. As limitações permitem testes individuais por canal, durante a operação. Durante os trabalhos de teste, os canais restantes permanecem operacionais para as suas funções de limitação.
- Prioridade: os sinais de limitação possuem prioridade em relação aos sinais da instrumentação e controle e comandos manuais. Os sinais da limitação possuem entre si prioridades diferenciadas, porém fixas.

### **2.3.2 – Descrição do sistema de limitação de potência do reator - RELEB**

Sob o título limitação de potência do reator - RELEB, subentendem-se todas as limitações operacionais, de condição e de proteção, com o auxílio das quais a potência integral e local do reator é monitorada, limitada e, em caso de necessidade, reduzida.

A função da RELEB é manter a central dentro dos limites de projeto, durante a operação em potência e, em caso de perturbações operacionais e do ponto de vista da

disponibilidade, evitar o desligamento rápido do reator pelo sistema de proteção do reator em tempo hábil, através de contramedidas mais controladas (menos danosa aos equipamentos).

Para alcançar estes objetivos, as seguintes variáveis operacionais são monitoradas e limitadas pela RELEB:

- a potência integral do reator, representada através do sinal potência térmica corrigida do reator (PKG), da proteção do reator;
- valores de picos locais da densidade de potência nas metades superior e inferior do núcleo, representados através dos sinais dos detectores da distribuição de potência pico no topo (PO) e pico no fundo (PU);
- temperatura média do refrigerante ( $T_M$ );
- pressão do refrigerante ( $P_{SRR}$ );
- nível de água do pressurizador ( $N_{PZR}$ ).

Na limitação dessas variáveis operacionais, são considerados principalmente os desvios da operação normal ou as perturbações operacionais da condição da central nos seguintes pontos :

- potência gerada através do gerador (potência do gerador PG);
- potência absorvida através do condensador (diferença entre a potência do reator e a do gerador (PR - PG));
- suprimento de água de alimentação ao GV (fluxo de água de alimentação relativo à potência térmica);
- resfriamento do núcleo (número de rotações das BRRs em funcionamento);
- posição das barras de controle (queda de barras);
- erro de medição de posição de barras de controle (diferença entre as indicações digital – analógica).

Dessas variáveis operacionais monitoradas e das condições da central a serem consideradas, resulta uma quantidade de diferentes funções parciais da RELEB e uma divisão nas limitações parciais apresentadas na tabela 1.

Tabela 1: Funções parciais da RELEB (CFOL, 2001)

·L-RELEB	em caso de potência integral do reator muito alta;
·PO-RELEB	em caso de pico de densidade de potência local na metade superior do núcleo, muito alto;
·PU-RELEB	em caso de pico de densidade de potência local na metade inferior do núcleo, muito alto;
·STAFE-RELEB	em caso de queda intencional ou não intencional de barra de controle;
·PUMA-RELEB	em caso de perda de BRR;
·SPEISE-RELEB	em suprimento insuficiente de água de alimentação aos GVs (perda de bomba de água alimentação principal);
·KOL-RELEB	em caso de remoção de calor no condensador, muito alta (potência do condensador);
·KMT-RELEB	em caso de temperatura do refrigerante do reator $T_M$ , muito alta;
·LOOP-RELEB	em caso de conteúdo energético no circuito primário (LOOPS), muito alto.



## **2.4 - SISTEMA DE ÁGUA DE ALIMENTAÇÃO PRINCIPAL - LAB/LAC**

Na saída do tanque de água de alimentação inicia-se o sistema de água de alimentação principal - LAB. As 3 bombas de água de alimentação principal, de 55 % de capacidade cada bomba, estão conectadas ao tanque de água de alimentação através de 3 linhas de sucção. As 3 bombas de água de alimentação (LAC) descarregam num coletor comum (figura 10).

A bomba de água de alimentação principal é composta de duas bombas em separado, uma bomba reforçadora e uma bomba principal. Estas bombas estão acopladas ao mesmo motor com engrenagem redutora entre o eixo do motor e a bomba reforçadora, e com engrenagem amplificadora entre o eixo de motor e o eixo da bomba principal.

A bomba reforçadora é projetada para baixo NPSH, em função somente da altura geodésica entre o nível do tanque de água de alimentação e a bomba. O aumento de pressão na bomba reforçadora é suficiente para cobrir os requisitos do NPSH da bomba principal.

Na operação normal em potência, duas bombas de água de alimentação estão em operação, sendo que a terceira está como bomba auxiliar. A jusante das bombas de água de alimentação principal, o fluxo de água de alimentação une-se num coletor, numa combinação da válvula de isolamento e de desvio. A jusante do coletor de alimentação está disposta à válvula de isolamento da contenção.

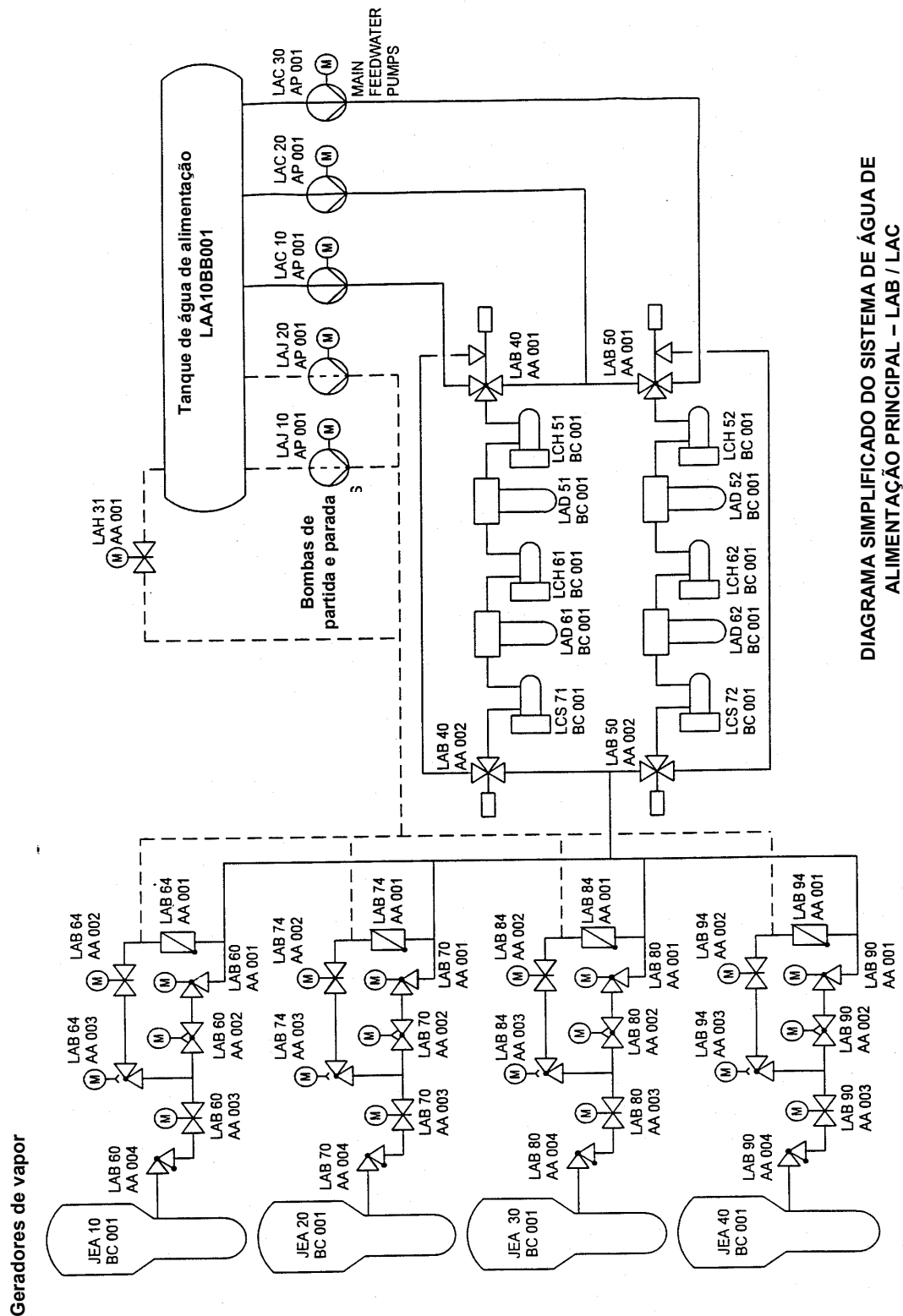


Figura 10: Diagrama simplificado do sistema de água de alimentação principal (SBUN, 2001)

**2.5-LIMITAÇÃO DA POTÊNCIA DO REATOR DEVIDO À ALIMENTAÇÃO INSUFICIENTE DOS GVs - SPEISE-RELEB**

Com o SPEISE-RELEB são cumpridas as funções de limitação operacionais. Desta forma, em caso de perturbações no fluxo de água de alimentação, a potência dos geradores de vapor deve ser prontamente reduzida e em magnitude tal que permita a manutenção de seus níveis, evitando desta forma a atuação do RESA.

Para isto é tomado individualmente o fluxo de água de alimentação para cada GV. Dos 4 valores medidos (GV1 a 4) é escolhido o 2º menor valor, de maneira que a segunda alimentação insuficiente é que é considerada. Assim, a redução do fluxo de água de alimentação para um GV, devido ao desligamento de uma BAA, não conduz a qualquer medida por parte de SPEISE-RELEB. Perturbações que afetem o fluxo de água de alimentação para apenas um GV (por exemplo, mau posicionamento de uma válvula de controle de nível), também não conduzem à resposta do sistema de limitação, embora possam ser reconhecidas pela monitoração dos valores medidos.

Como o fluxo de água de alimentação é proporcional à potência do GV em regime estacionário, conclui-se que este fluxo pode ser comparado com a potência térmica (PTH) formada a partir da variação de entalpia do refrigerante e a este fluxo se dá a denominação de fluxo de água de alimentação necessário (FAAN) dependente da PTH.

A comparação com a potência térmica corrigida do reator (PKG) seria pouco adequada para esta finalidade, porque antes de tudo o que interessa é a potência total transferida do sistema primário ao secundário através dos GVs.

Com os valores limites VL 86 A e VL 88 A são observadas pequenas perturbações na alimentação dos GVs durante a partida e operação em potência, desencadeando contramedidas do sistema de limitação através da L-RELEB. A resposta dos valores limites 86 A e 86 B, acima de 50 %  $P_N$ , se reconhece a perda de uma bomba de alimentação. A resposta conjunta dos três valores limites 86 A, 88 A e 88 B identifica a perda de duas bombas. Para o caso de grandes perturbações do fluxo de água de alimentação, quando a partida da bomba reserva não ocorre dentro do tempo de espera de 9 s, ocorre uma redução instantânea da potência permitida ao reator (PERL) por ação do SPEISE-PERL. Neste caso, as barras de controle são inseridas no núcleo aos pares, através da L-RELEB VL 15.

### **2.5.1-Perda de duas bombas de água de alimentação**

Para o reconhecimento da perda de duas bombas (sinal de perda de 2 de 2 bombas de água de alimentação principal) são necessários 4 critérios:

- diminuição do fluxo de água de alimentação em mais de 25 % (VL 88 B);
- diminuição do fluxo de água de alimentação a um valor  $< 10$  % (VL 88 A);
- o valor limite para reconhecimento da perda de uma bomba está armazenado (fluxo de água de alimentação necessário  $< 0,6 \text{ PTH} + 7,5$  % VL 86 B) com  $\text{PTH} > 50$  % (VL 86 C está desativado);
- a potência térmica PTH está mais de 12,5 % maior do que o fluxo de água de alimentação necessário VL 86 A.

Através do sinal de saída desta porta E (&), o PERL será prontamente reduzido, devido ao SPEISE-PERL, ao valor de 45 % e à PERG a 40 %. A redução da potência do reator ocorre da mesma forma que para perda de uma bomba de alimentação, através do VL 15 da L-RELEB, com a queda de pares de barras, permanecendo bloqueada a queda da barra Eo enquanto o VL 86 A estiver ativo .

Se, no entanto, após decorridos 9 s o fluxo de alimentação permanece muito pequeno, o que significa que a bomba reserva não partiu, ocorrerá a redução do SPEISE-PERL a 12,5 %. Com a redução da PERL, a PERG será também reduzido.

## **2.6-QUEDA DE BARRA DE CONTROLE DEVIDO À ATIVAÇÃO DE RESA - STEW-RESA**

Durante um desligamento rápido do reator (RESA), além do desligamento do suprimento de energia elétrica dos acionadores das barras de controle através do sistema de proteção do reator, é efetuado, como ação redundante, também um comando de queda de todas as barras de controle pela função STEW, através da eletrônica de potência.

Os comandos STEW são conduzidos para a função de acionamento BETÄT, na qual são processados na identificação de queda de barra (uma para cada barra de controle). Lá são memorizados (memória de queda), até que cada barra atinja a sua posição final inferior. Através de cada sinal ativação STEW, oriundo de cada memória STEW, são dados comandos ao dispositivo eletrônico de acionamento de barra de controle, através da eletrônica de potência, para desativar todas as bobinas do sistema. Assim, os engates do acionamento se abrem e as barras de controle caem.

### 3 - QUANTIFICAÇÃO DA PROBABILIDADE

Para a quantificação da probabilidade de falha do sistema de limitação foi utilizado o *software Saphire* a partir do desenvolvimento das árvores de falhas.

As árvores de falhas contêm os eventos básicos que representam os componentes considerados no modelo. A quantificação da probabilidade de falha do sistema significa calcular a probabilidade de ocorrência do evento topo da árvore de falhas principal, à qual estão acopladas todas as sub-árvores que compõem o modelo do sistema em estudo. A partir das conexões lógicas estabelecidas através das portas “E” ou “OU” e utilizando-se a lógica booleana para a efetivação do cálculo, o programa *Saphire* realiza o processamento das operações.

Como resultado, obtém-se, além da probabilidade de falha do sistema, um relatório de conjuntos de cortes mínimos que representam as combinações de falhas possíveis dos eventos básicos, as quais são necessárias e suficientes para levar à falha do sistema.

A análise dos cortes mínimos possibilita a identificação dos caminhos mais prováveis de falha do sistema, sendo que os que surgem com maiores probabilidades são os que representam os pontos fracos do sistema e são, por conseguinte, considerados os maiores contribuidores ao risco de falha do sistema.

Foram determinados como eventos básicos para as árvores de falhas o cartão eletrônico, o transdutor de vazão, etc., conforme tabela C-1, a partir de estudos dos diagramas unifilares deste sistema (ver lista dos diagramas no apêndice A).

- Foi necessária a formatação de um esquema lógico (apêndice B) do percurso dos sinais da limitação, a partir dos diagramas unifilares citados no apêndice A, para melhor visualização e elaboração das árvores de falhas. Cada modo das árvores de falhas foi codificado conforme sua referência, posição dos canais utilizados e redundância, conforme exemplo abaixo:

Evento básico para o cartão AKS 12.1= JT CI-L155-12-TA-FT

JT=>referente ao sistema jt (sistema de limitação);

CI=>componente da instrumentação;

L155=>posição L155 do barramento do armário ao qual pertence;

12=> canais que estão em uso;

TA=>trem referente ao componente;

FT=>falha em transferir o sinal.

Os componentes do sistema de limitação do reator são monitorados *on line*, portanto a fórmula utilizada para o cálculo da probabilidade de falha dos eventos básicos, conforme (NREP, 1982), é dada por:

$$P = \frac{\lambda T}{1 + \lambda T}$$

onde  $\lambda$  é a taxa de falha do componente e T é o tempo médio para reparo.

A taxa de falha para cada tipo de componente foi retirada da fonte de dados genéricos (INEL, 1990). Foi utilizado como tempo médio de reparo 4 horas (2 horas para requisição e troca do novo componente e mais 2 horas para a execução do teste de operabilidade, conforme prática da manutenção de Angra 2).

As sub-funções da limitação podem ser testadas individualmente por redundância em qualquer modo de operação, com frequência de execução de 4 meses através dos seus respectivos procedimentos de testes:

STEW => JTP 43.1;

RELEB I => JTP 40.1;

RELEB II => JTP 41.1;

BETAEB => JTP 47.1.

O processo de quantificação requer a definição de um valor de truncamento para as probabilidades dos conjuntos de corte mínimos a serem considerados. Abaixo de determinado valor de probabilidade, as combinações de falha tornam-se fisicamente implausíveis ou até mesmo incongruentes em alguns casos. Na prática convencional de análises probabilística de segurança, costuma-se adotar um valor de truncamento de 3 a 4 ordens de grandeza inferior à ordem de grandeza do resultado obtido. Por conseguinte, neste estudo foi adotado o valor de  $1 \times 10^{-11}$  para truncamento no *Saphire*.

Foi obtido como resultado de probabilidade de falha do sinal para o sistema de limitação o valor de  $1,23 \times 10^{-8}$ .

#### **4 – CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES**

O valor de probabilidade de falha encontrado para o sistema de limitação de Angra 2 na função de desligamento do reator ( $1,23 \times 10^{-8}$ ) é considerado razoável em relação ao que declara o manual CFOL/ATWS – cap. 2.2 “Características e variantes no caso de acidente”, onde se considera que a indisponibilidade do sinal (RESA) da instrumentação e controle é  $< 5 \times 10^{-7}$ . O valor de  $1,23 \times 10^{-8}$  é coerente com o esperado em função da baixa taxa de falha deste tipo de componente e da disposição física dos trajetos percorridos pelos sinais (saída dos transdutores de vazão em cada gerador de vapor até o dispositivo de comando de movimentação de cada barra de controle).

Comparando com o valor de probabilidade de falha do sistema de desligamento do reator pela proteção de Angra 1 ( $7,49 \times 10^{-6}$ ), observa-se uma grande diferença, o que comprova o nível mais elevado de segurança que possui esta operação de desligamento no reator em Angra 2.

Existe uma previsão de substituição do sistema *Iskamatic* de Angra 2, o qual já é um produto obsoleto no mercado, pelo sistema *Teleperm XP* (parte convencional) e *XS* (parte nuclear). Esta tecnologia é semelhante à empregada nos PLC (controlador lógico programável), onde a função de cada módulo eletrônico é substituída por comandos digitais no *Hardware*. Com isto, teremos um valor da confiabilidade do sistema maior do que o da configuração existente em Angra 2.

O desenvolvimento deste trabalho permitiu iniciar o processo de estudo do sistema de limitação de Angra 2 de acordo com a metodologia de análise probabilística de segurança. Trata-se de um primeiro estudo na área de APS para Angra 2, cujo projeto de APS nível 1+ está iniciando no ano de 2005. Este trabalho representa, por conseguinte, o primeiro estudo para Angra 2 que agregará conhecimento para o desenvolvimento deste projeto, propiciando tanto uma primeira abordagem para a modelagem do sistema de limitação quanto para a formação de capacitação técnica para acompanhamento e desenvolvimento do projeto de APS como um todo.

Como recomendação para progressos futuros, sugere-se o estudo de falha do sistema de corrente contínua de Angra 2.



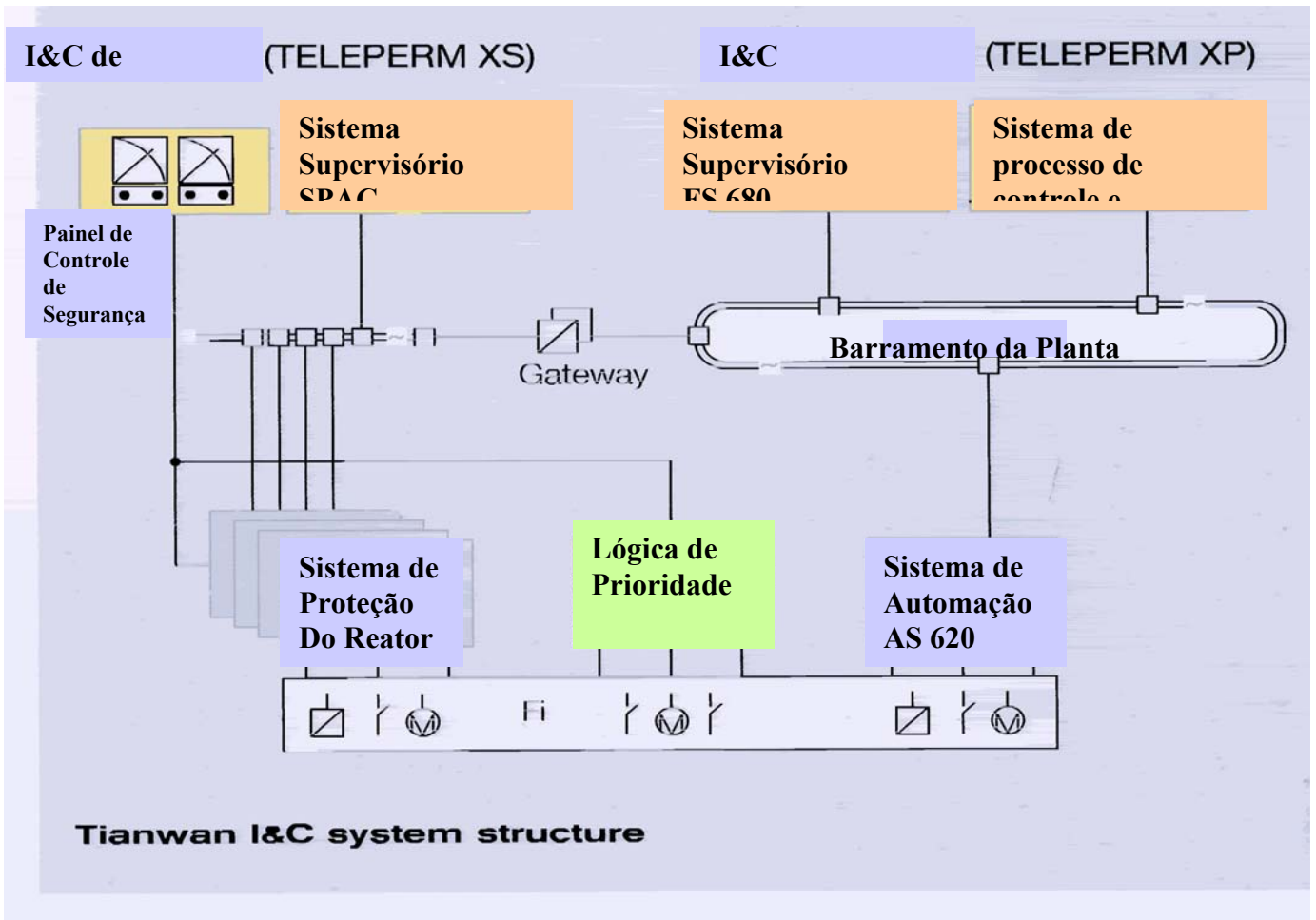


Figura 11: Estrutura do sistema de I & C da Usina Nuclear Tianwan (ANP, 2004)

## REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

ANP, “Comprehensive Factory Testing Speeds up I&C on Site”, *Advanced Nuclear Power*, n. 11”, Paris, 2004.

APS – Análise Probabilística de Segurança de Angra 1, revisão 2E, Eletronuclear, Rio de Janeiro, 2005.

BARI, R.A. et al, NREP – National Reliability Evaluation Program, New York, 1982.

“CFOL, *Curso de formação de operador licenciável – Angra 2*”, rev. 5, Eletronuclear, Rio de Janeiro, 2001.

Especificação Técnica de Angra 2 (E.T. 16B.3.1.7 rev. 01) , Eletronuclear, Rio de Janeiro, agosto 1999.

FSAR, *Final Safety Analysis Report*, rev. 8, July 2004.

GRS-72, “*Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B – Eine Zusammenfassende Darstellung*”, june 1989, Munique.

INEL, “*Generic Component Failure Data Base for Light Water and Liquid Sodium Reactor PRAS*”, Idaho National Engineering Laboratory, Idaho Falls, 1990.

KONHEISE, “*Functs in Cabinet/Location Diagram*”, E88121-G0490-V976 rev.03 , Eletronuclear, Rio de Janeiro, 1989

Nota Técnica DCS.N.021.87, Rio de Janeiro, Furnas, 1987.

RUCOS, “*Main Feedwater System – XG-LAB-043017* “, revisão 13, Eletronuclear, Rio de Janeiro,. 1978.

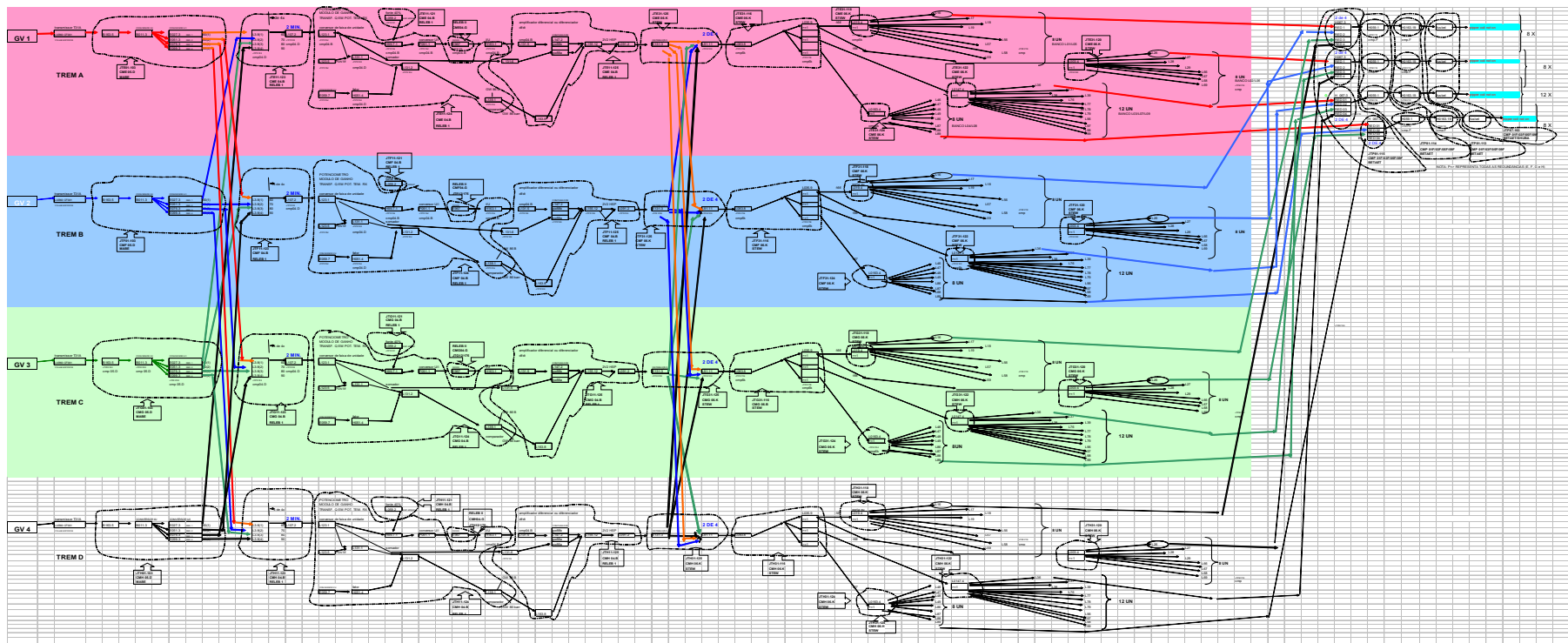
SWAIN, A., “*Reactor Safety Study – An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants*”, WASH 1400 (NUREG 75/014), 1975.

Saphire ” *Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE) Version 6.0*”, Palo Alto, 1998.

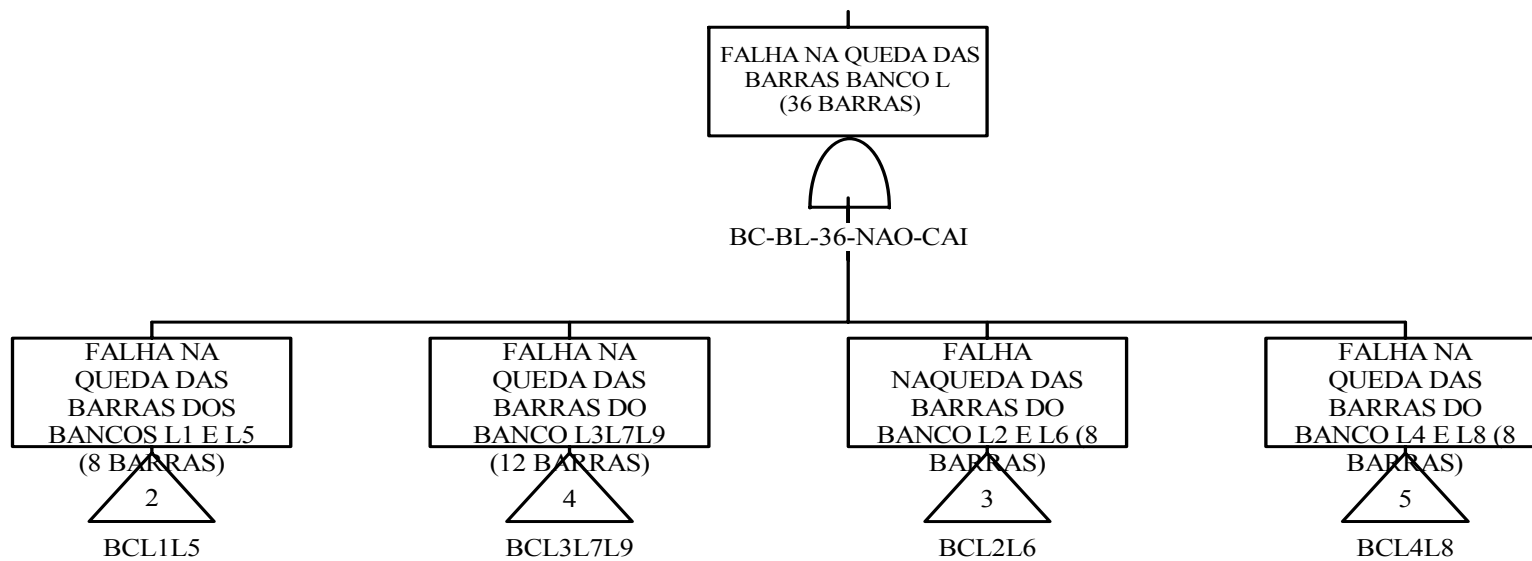
SBUN, Sistema Básico de Usinas Nucleares, Eletronuclear, Rio de Janeiro, 2001.

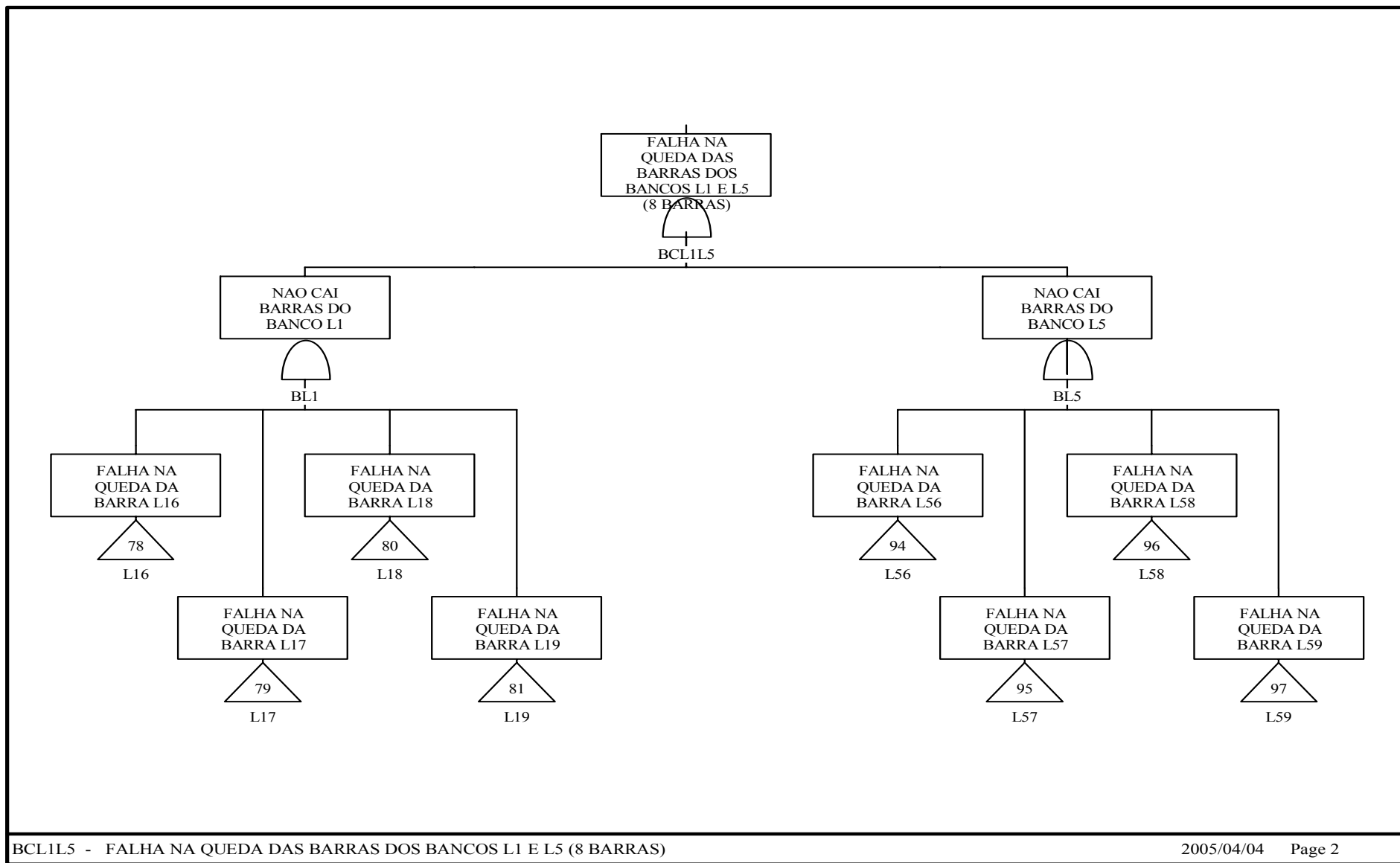
## APÊNDICE A

### DESENHO ESQUEMÁTICO DOS SINAIS DA LIMITAÇÃO

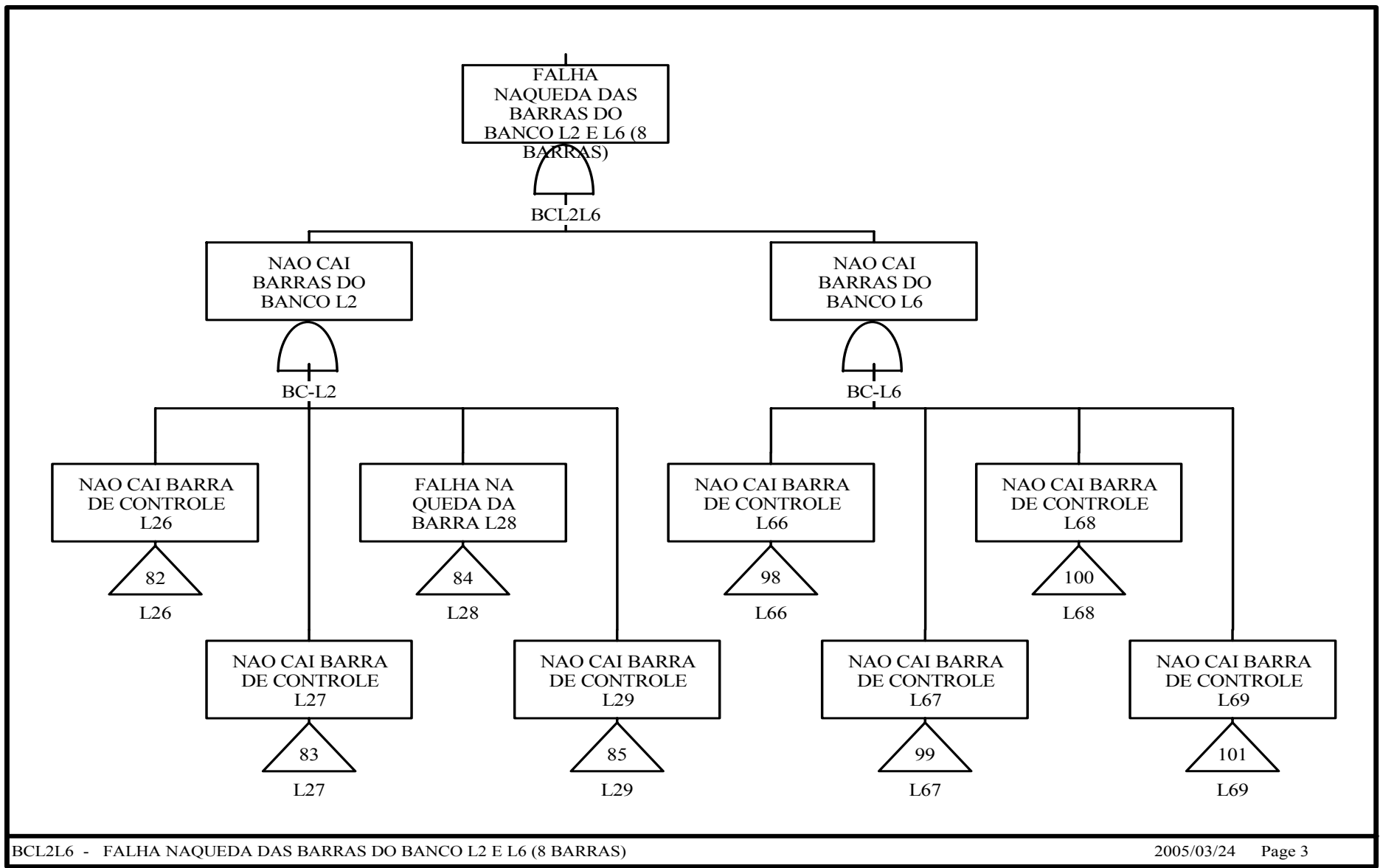


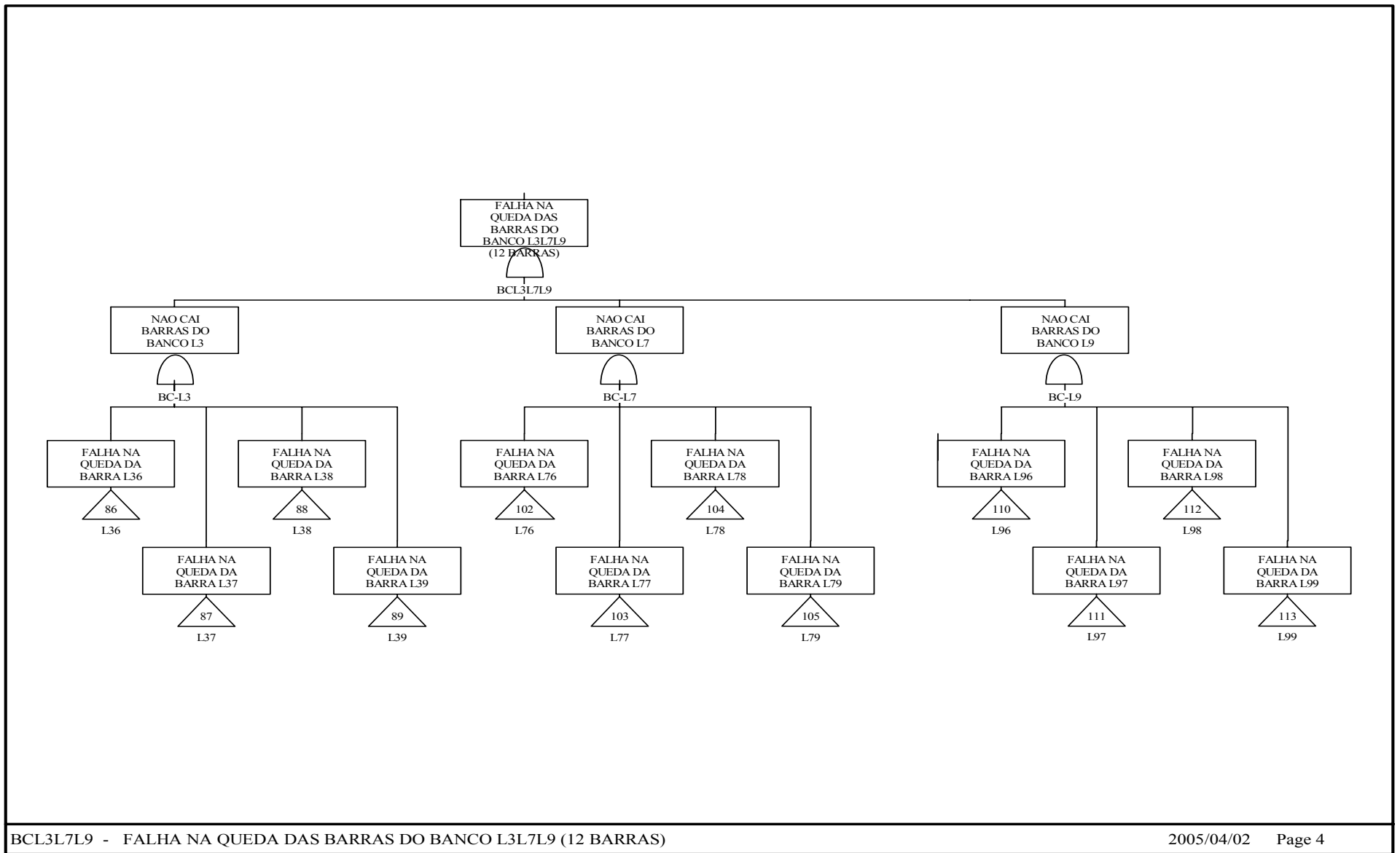
**APÊNDICE B**  
**ÁRVORES DE FALHAS**

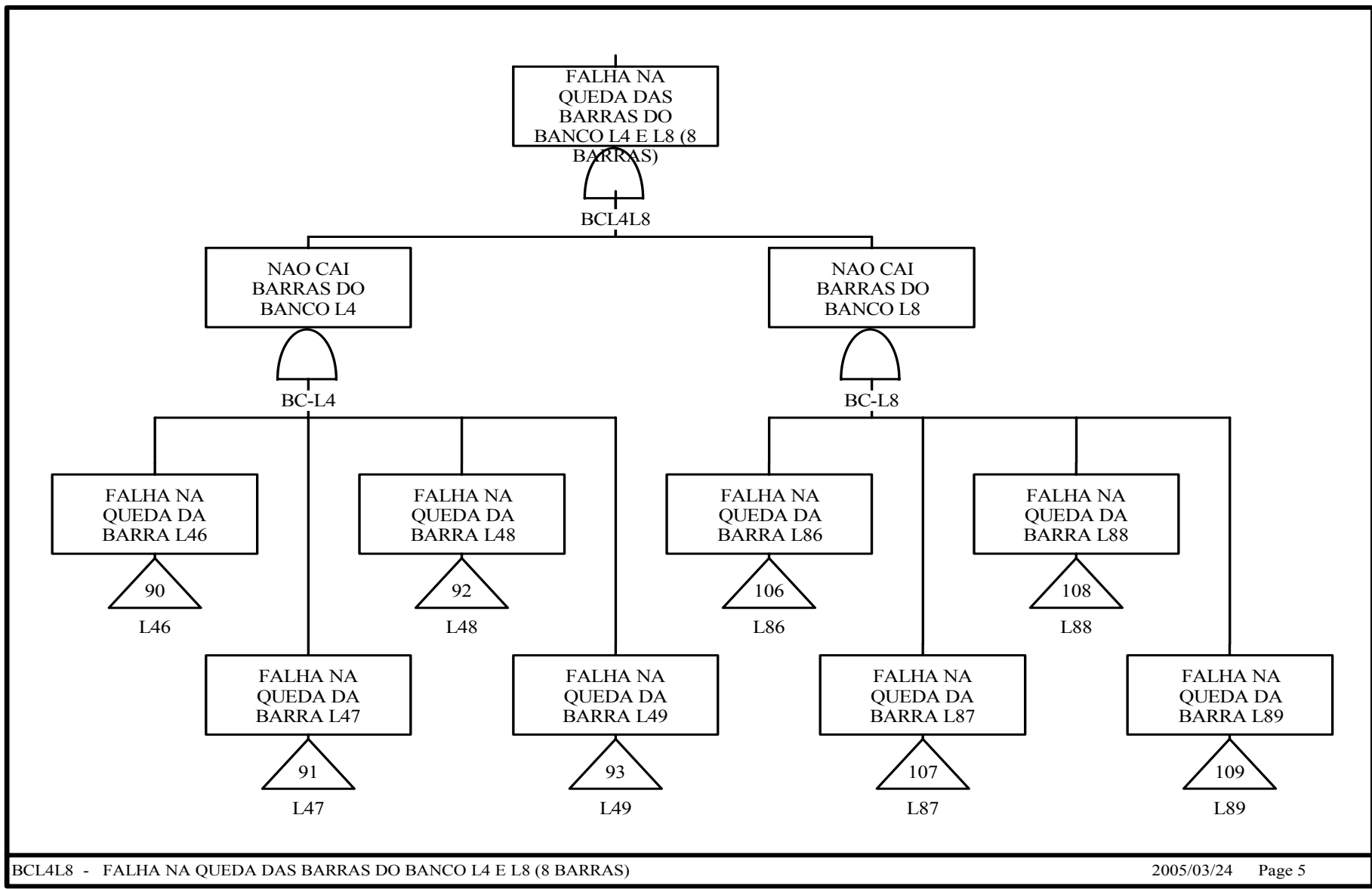


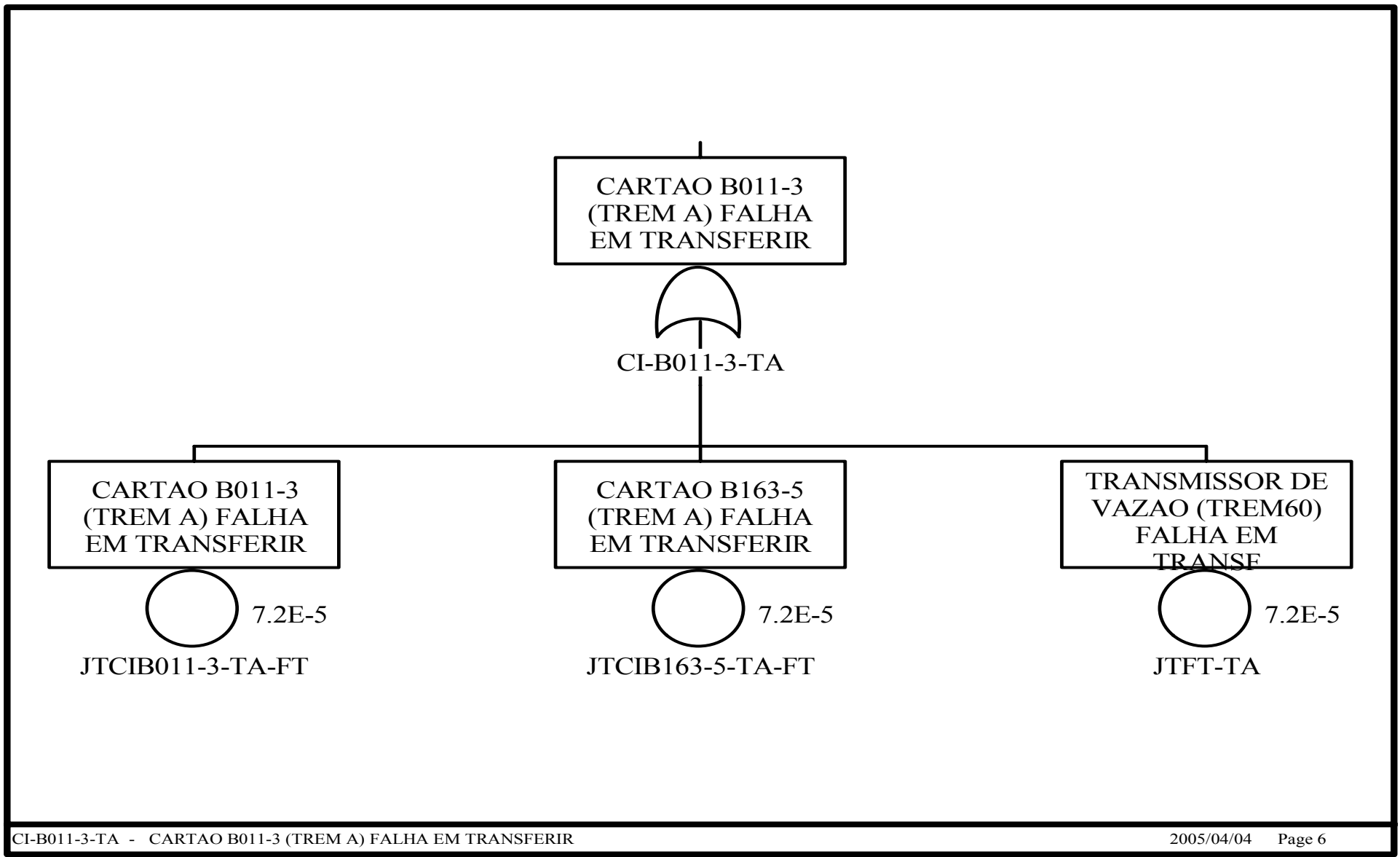


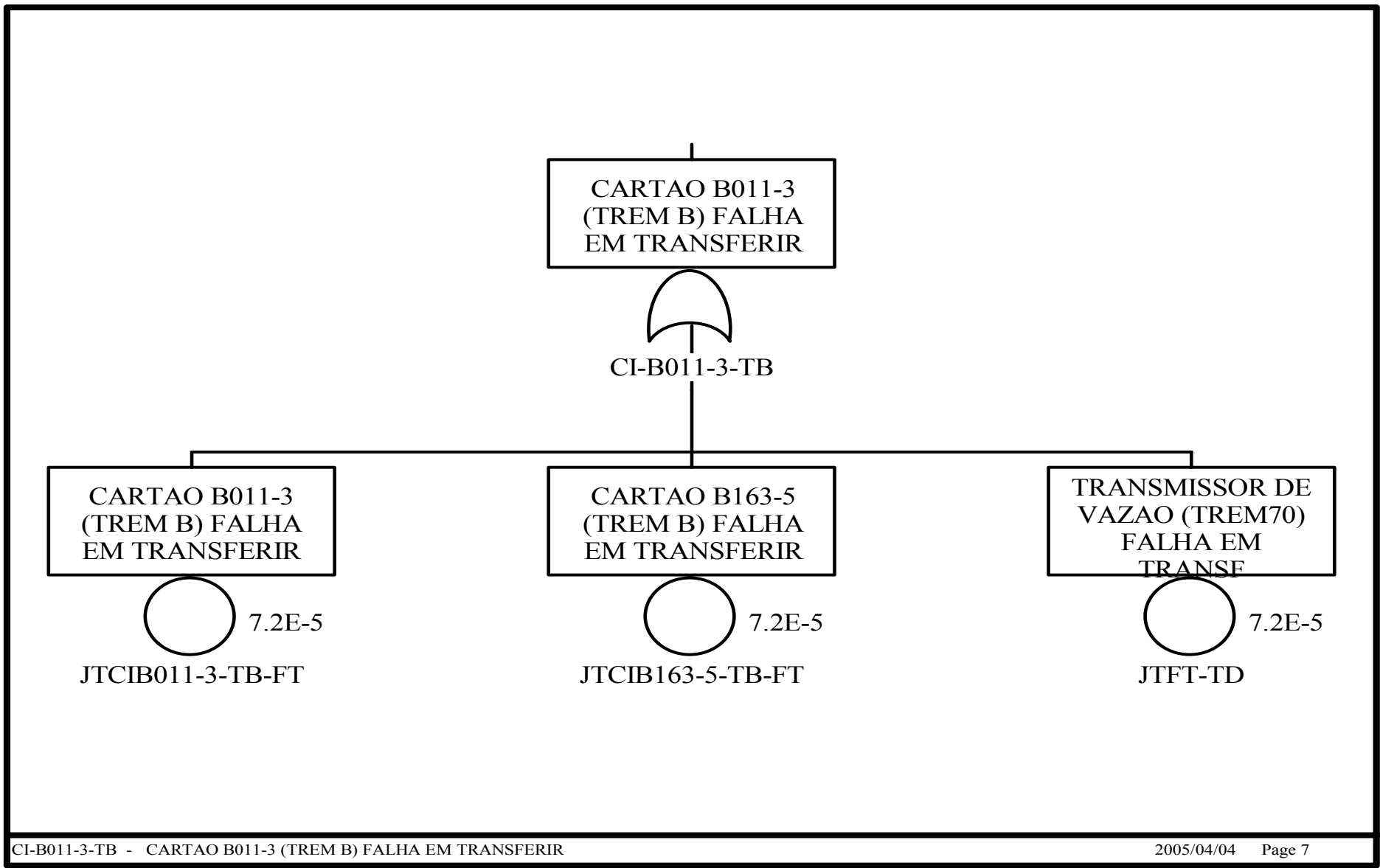


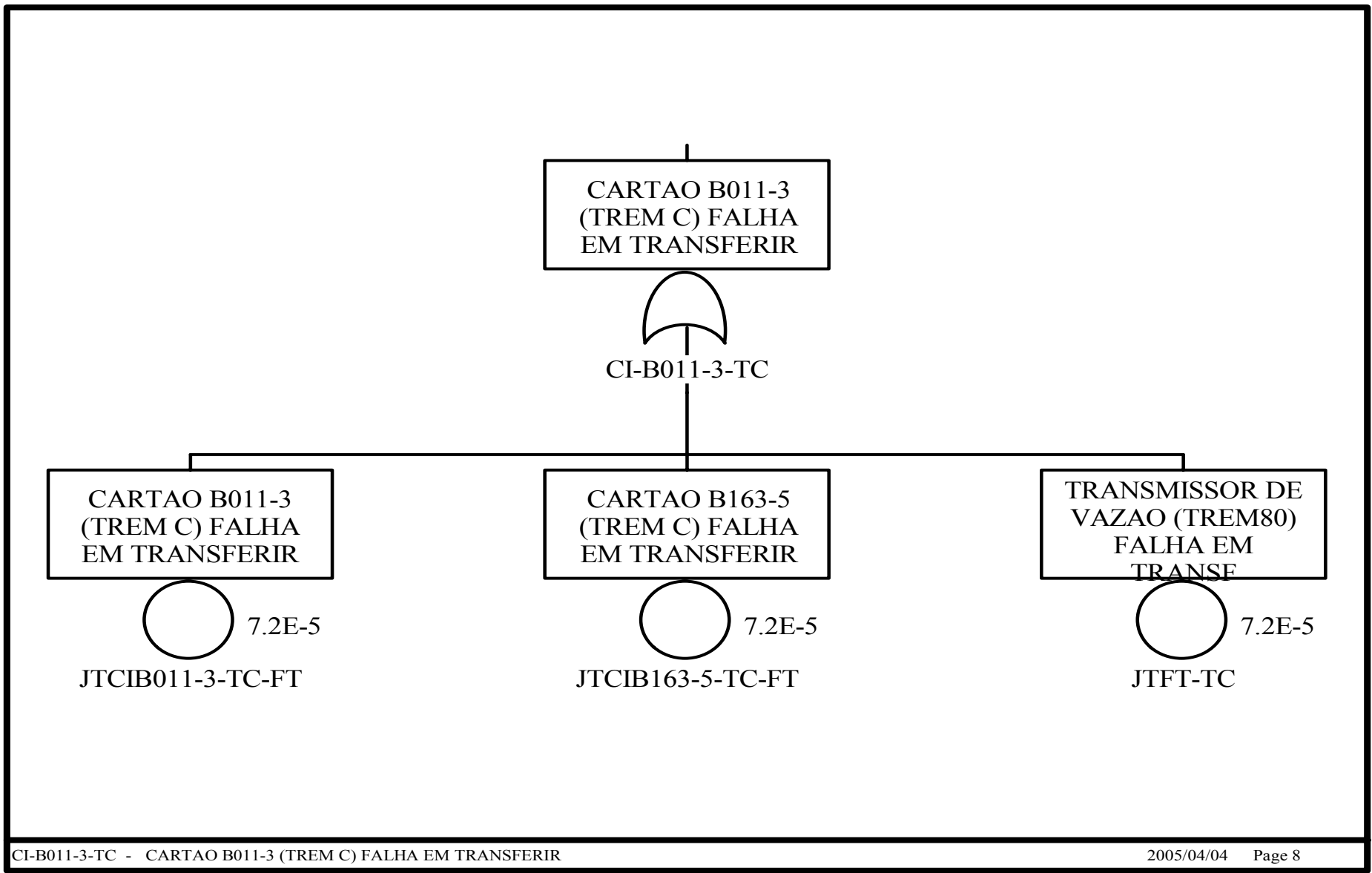


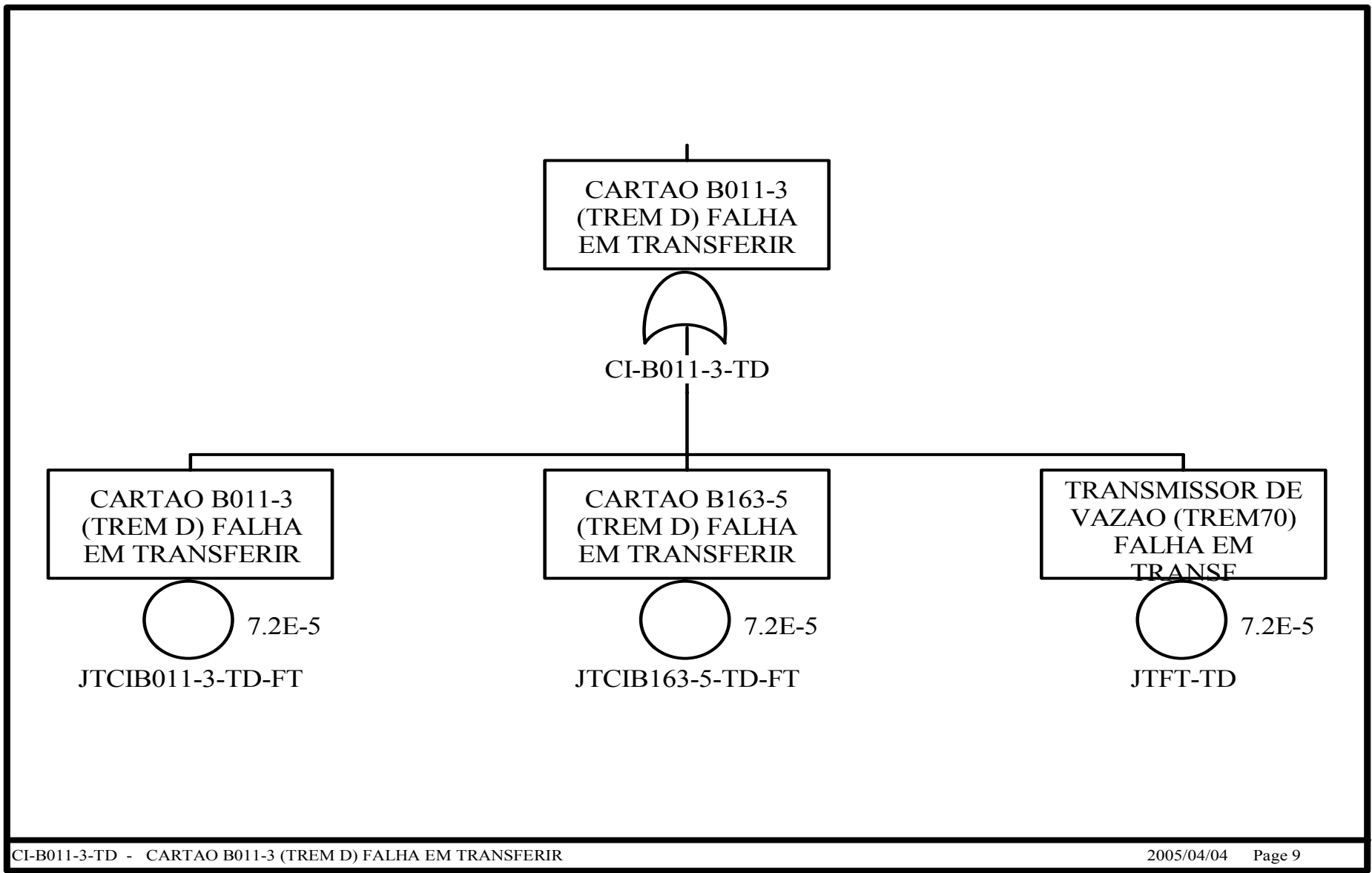


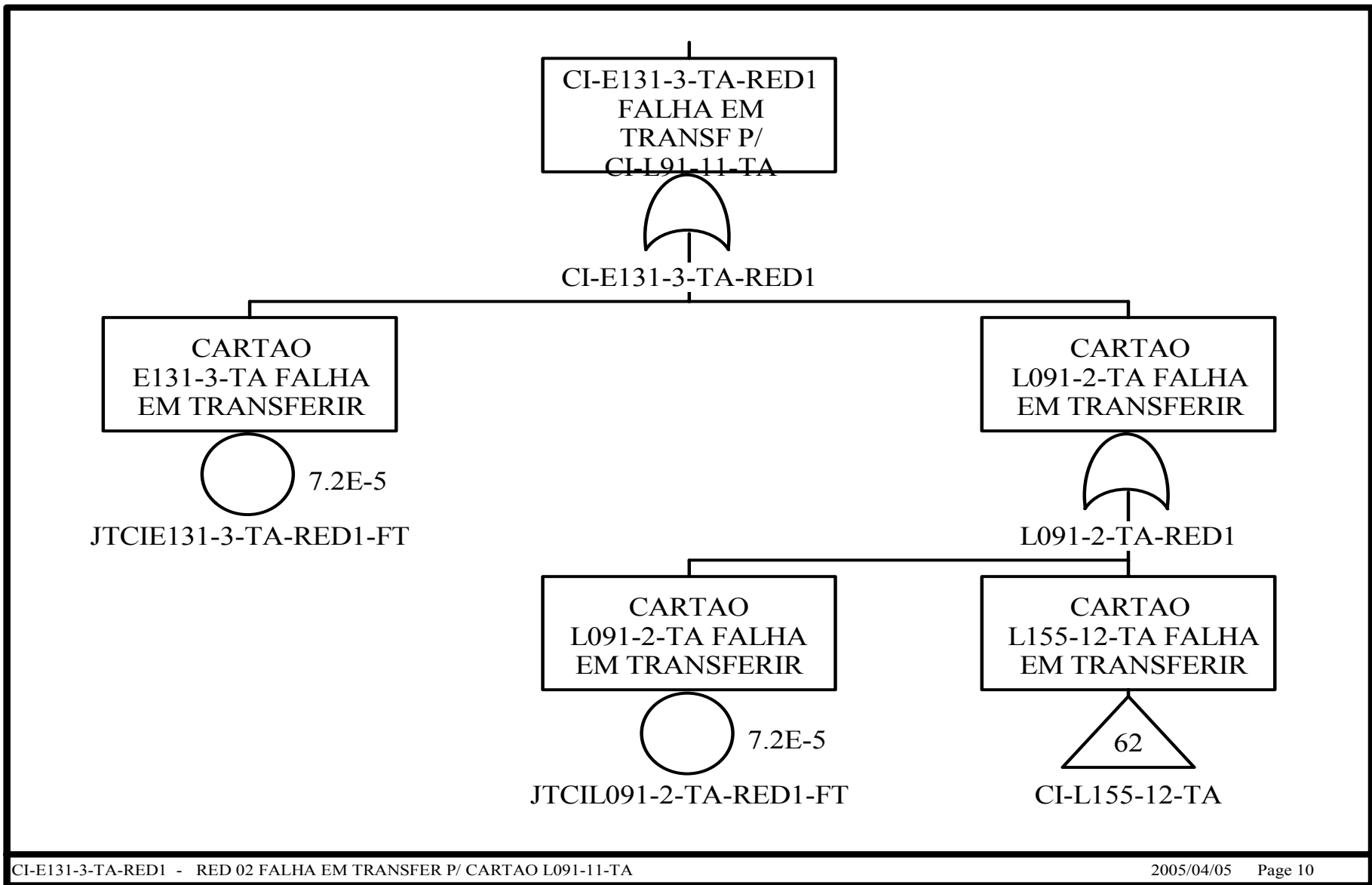




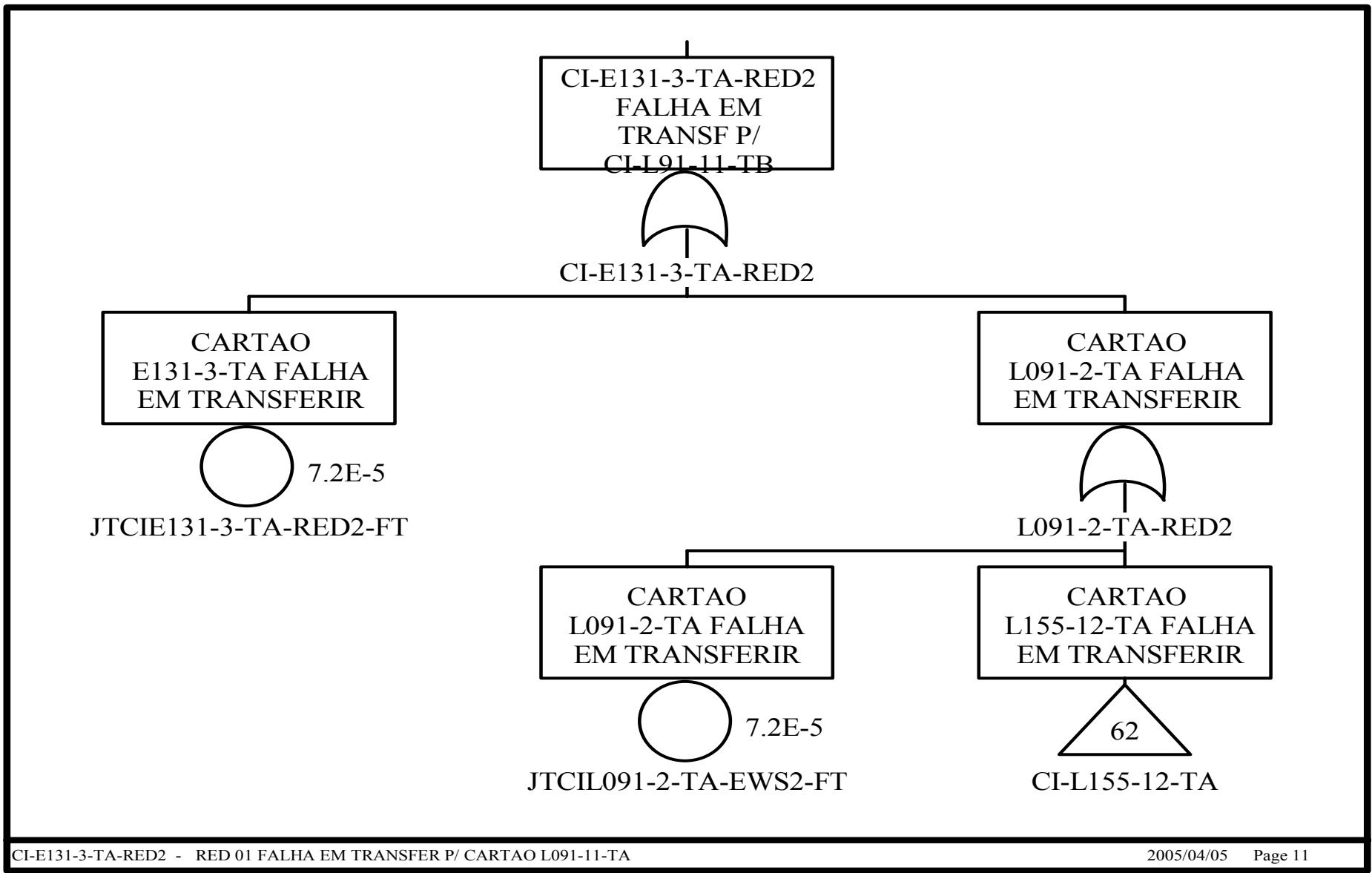


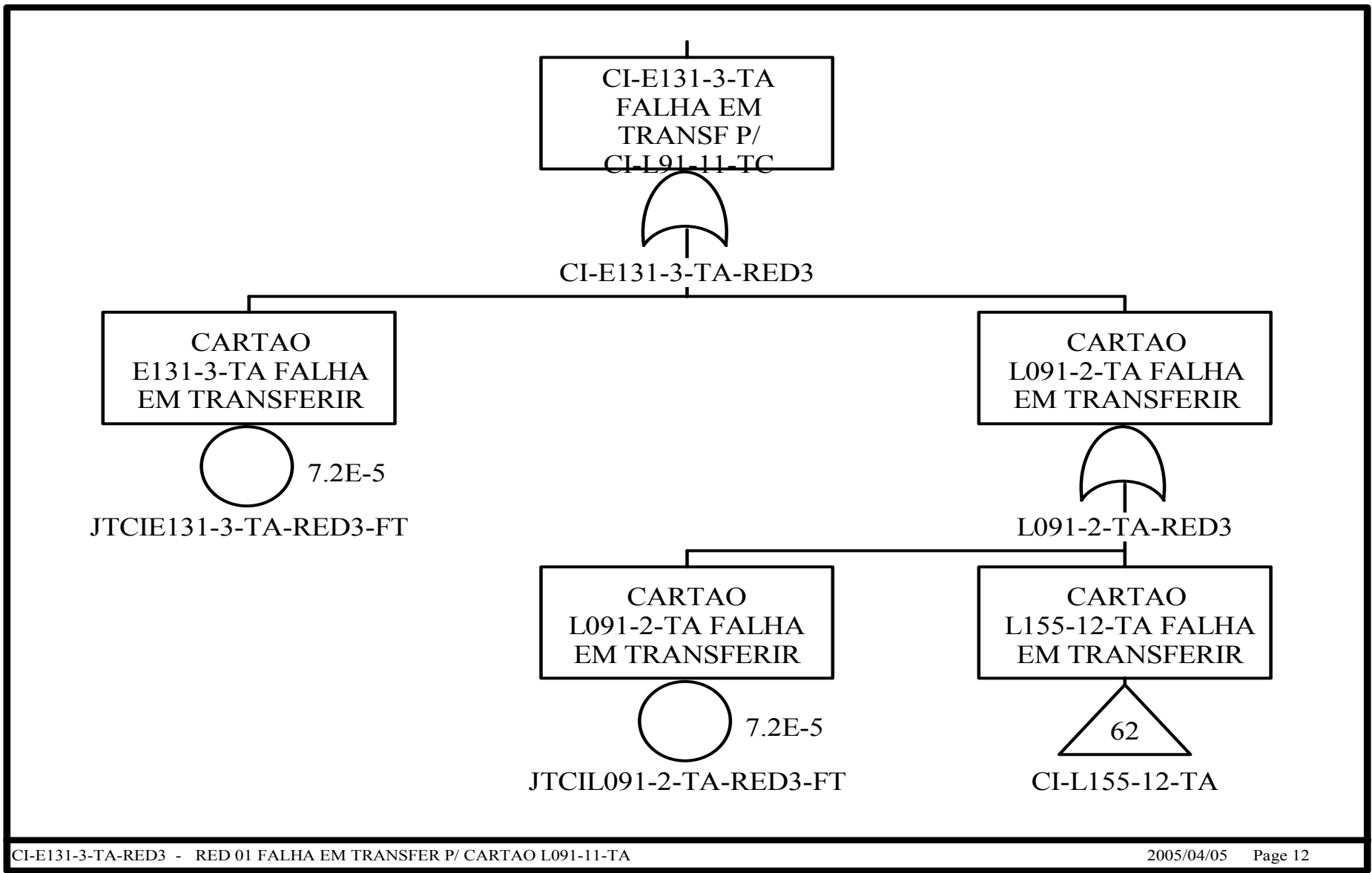


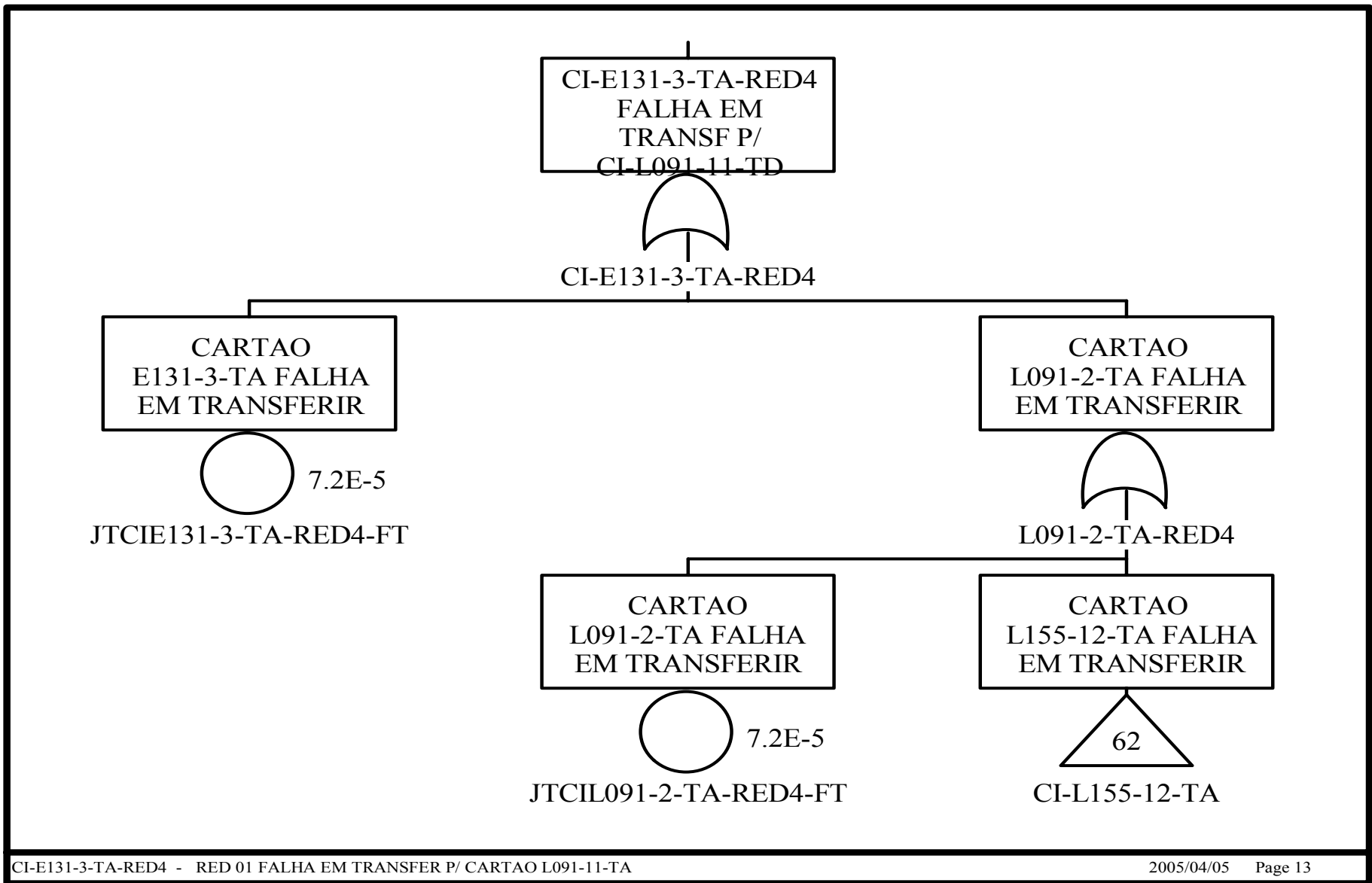


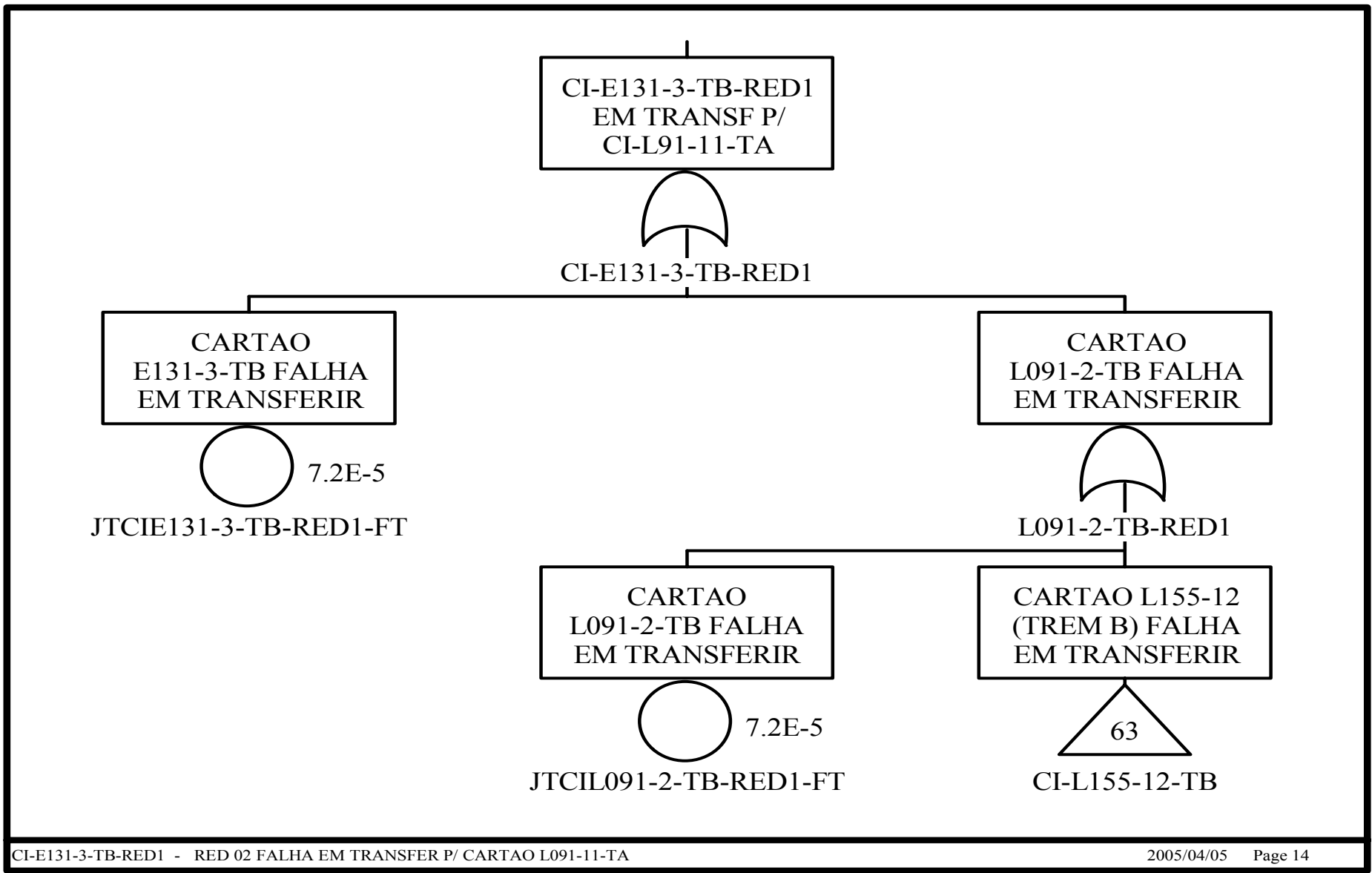


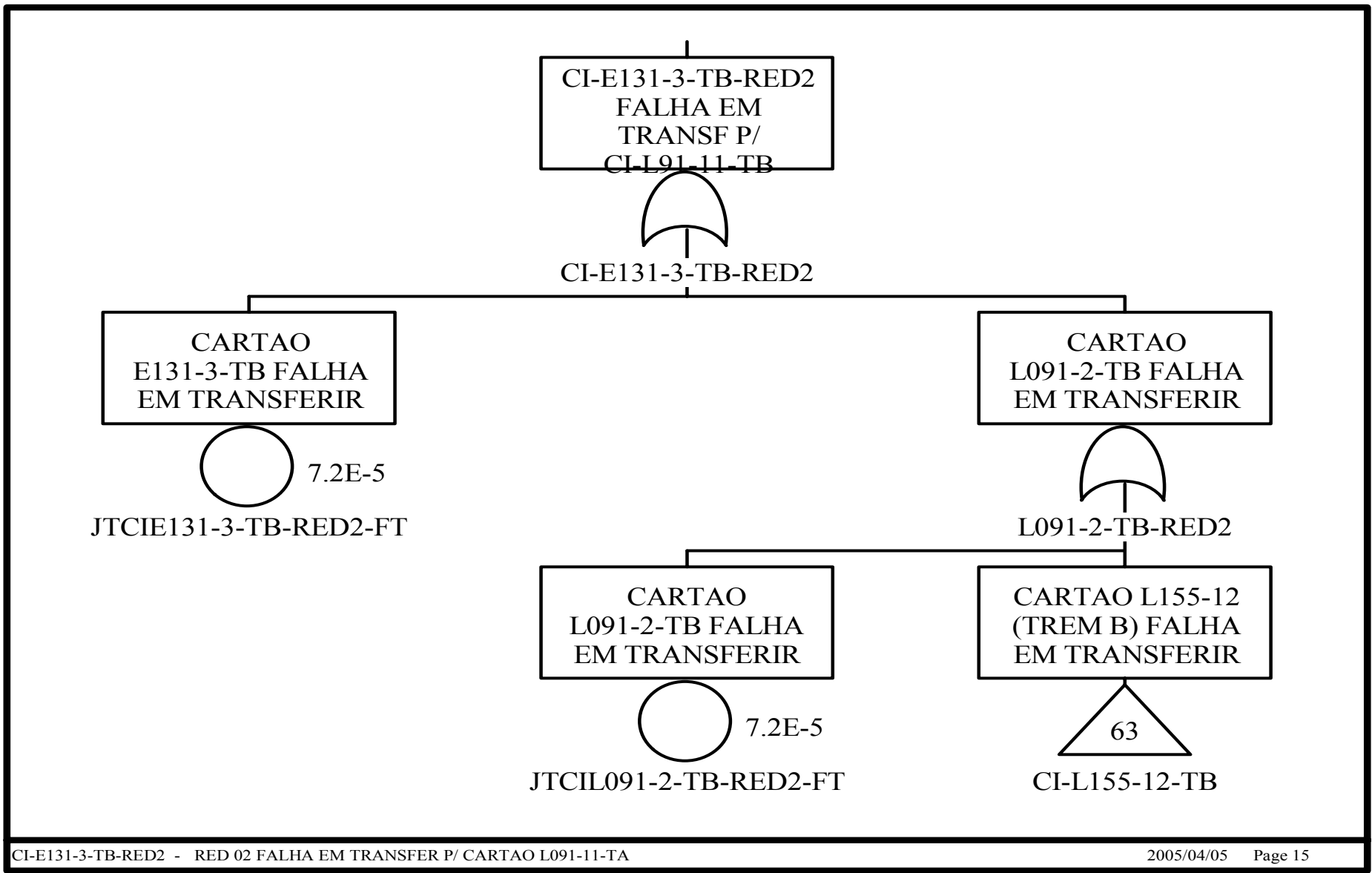


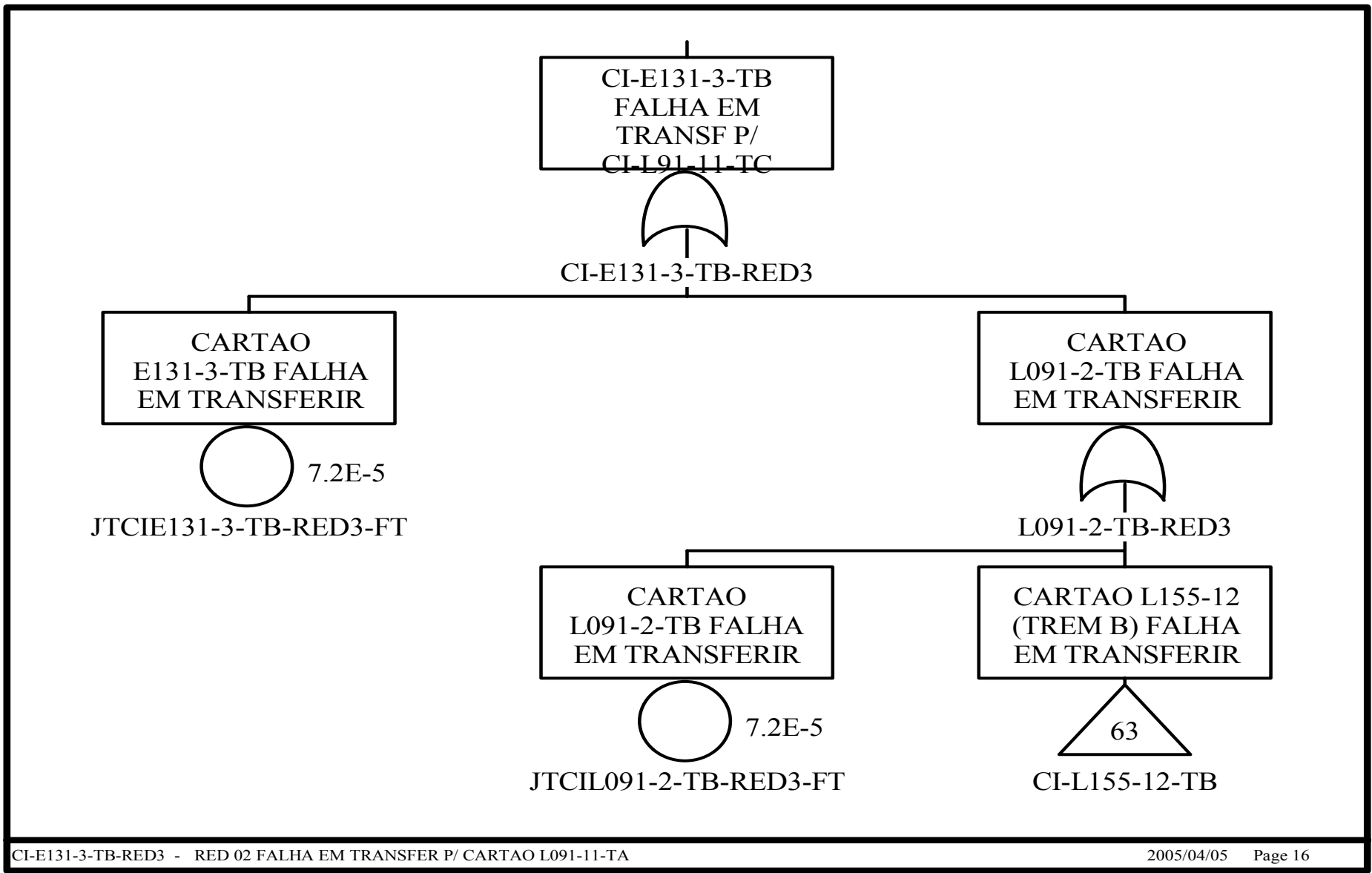


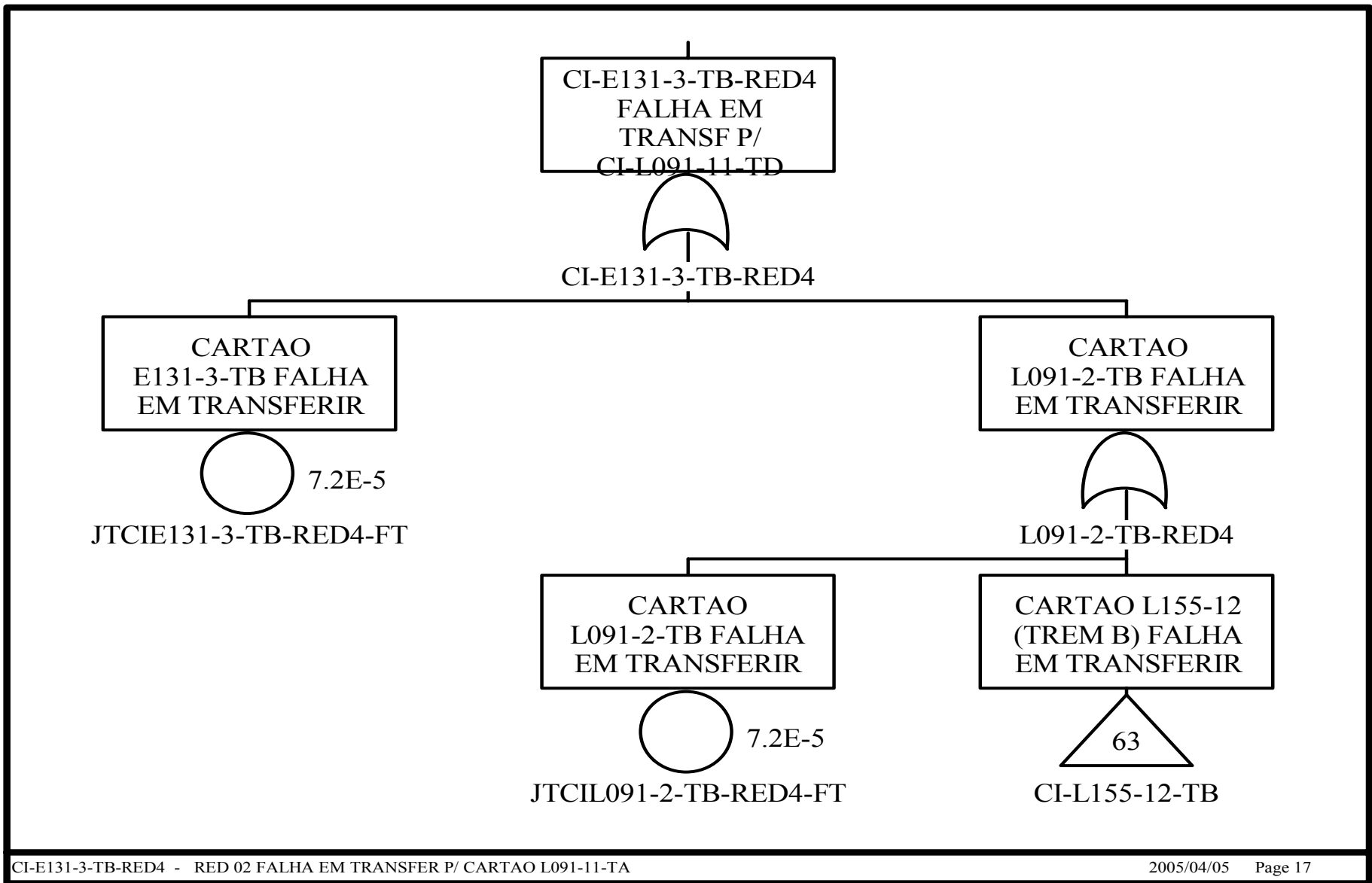


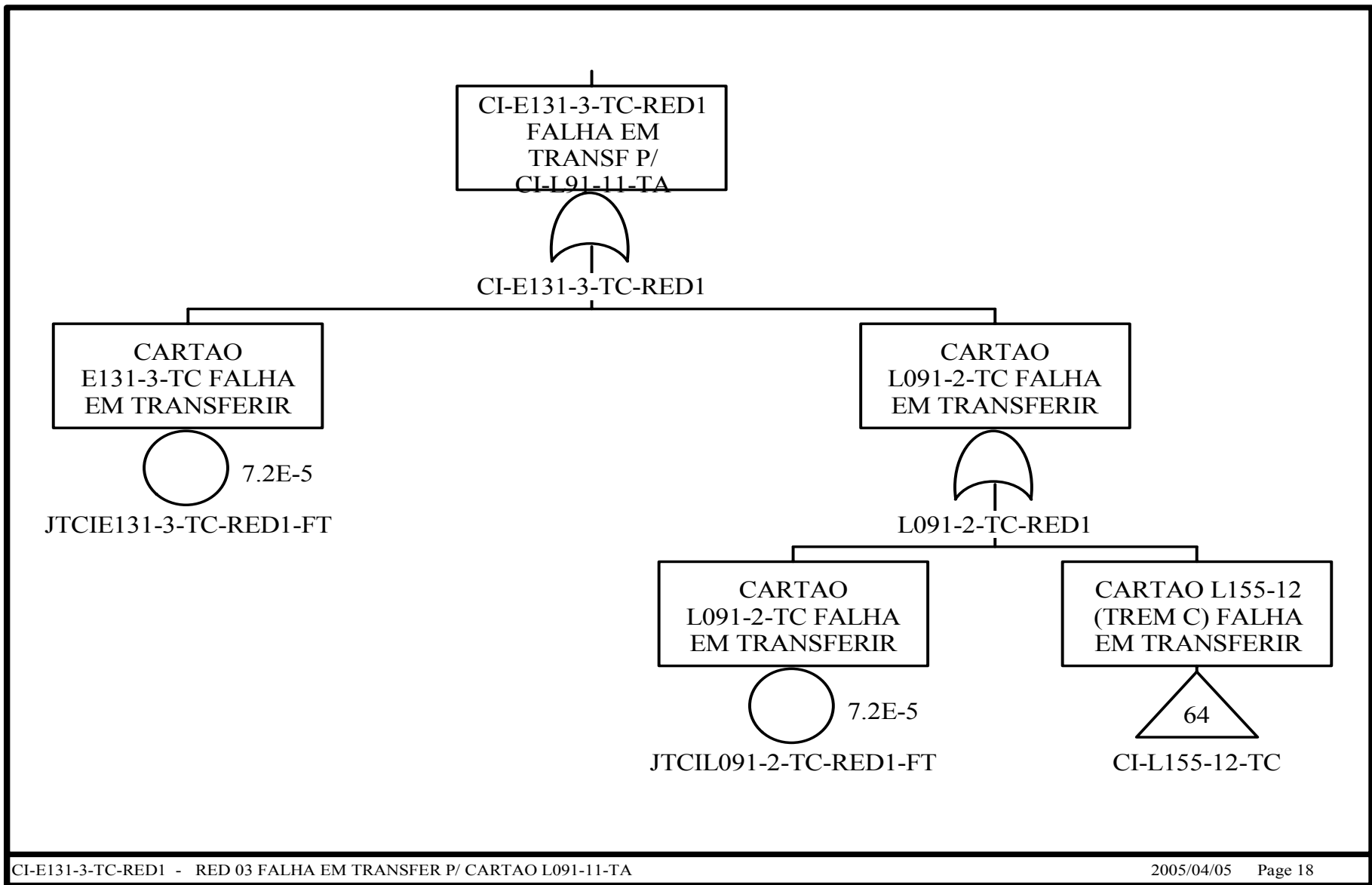




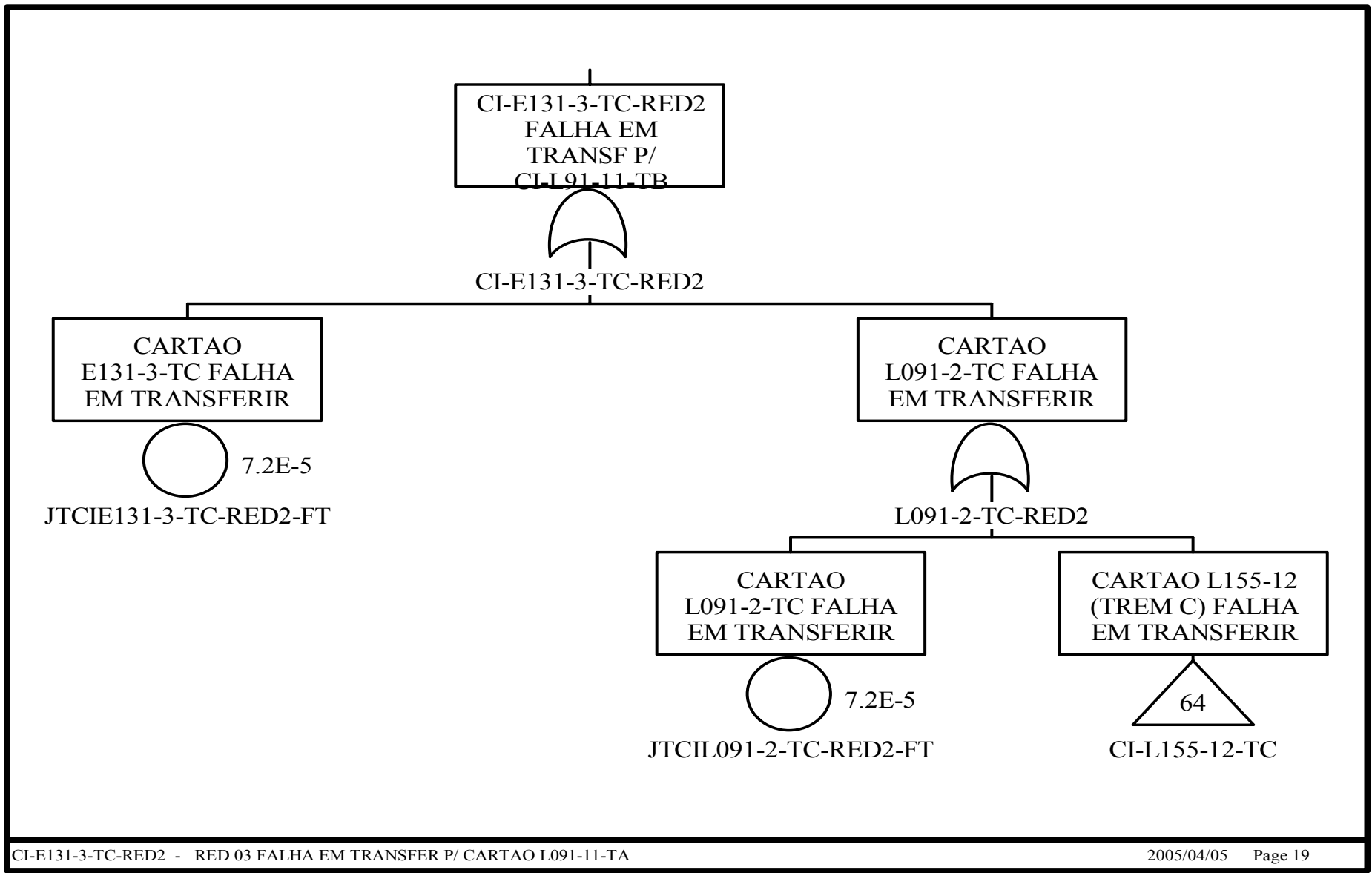


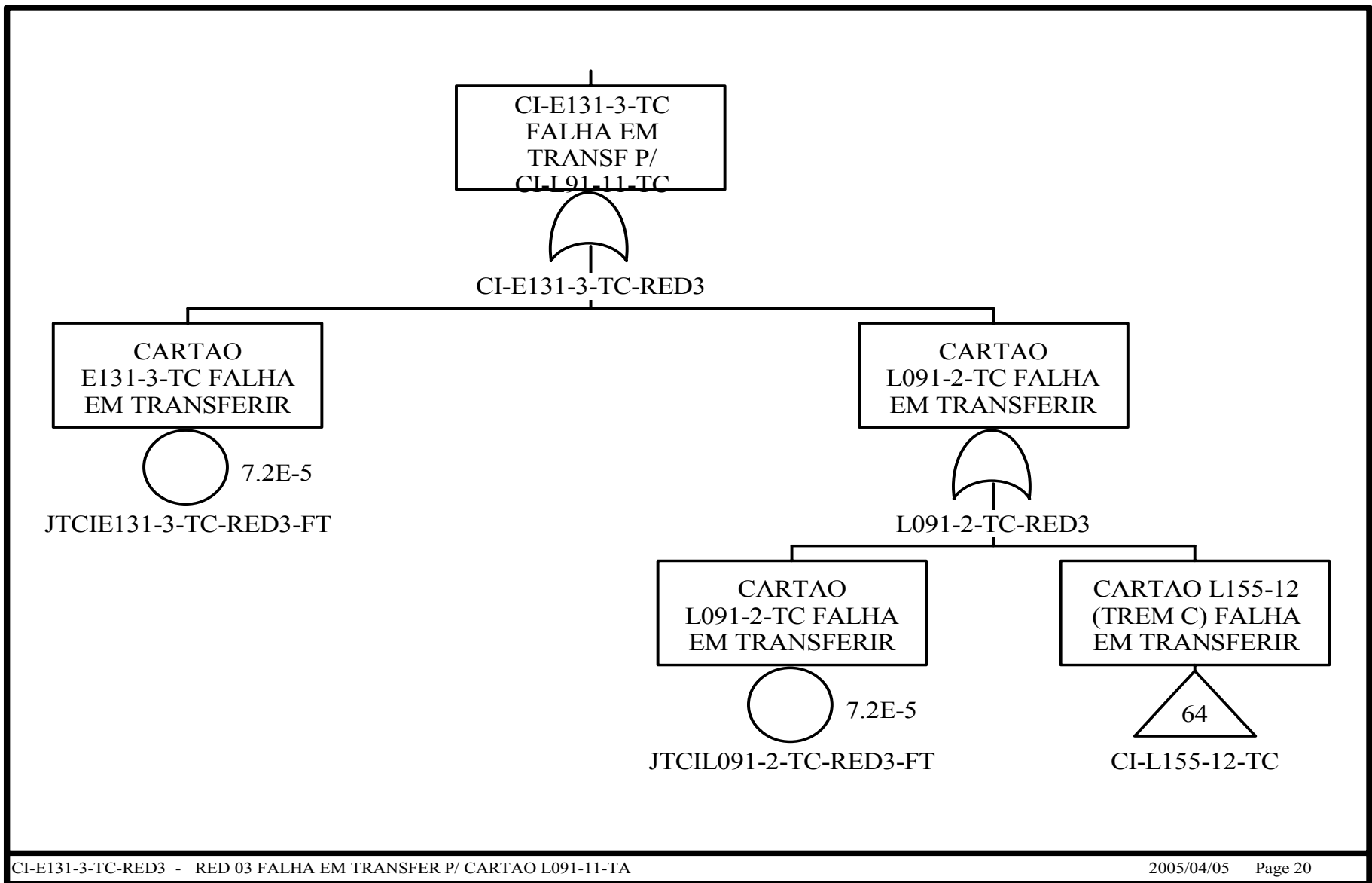


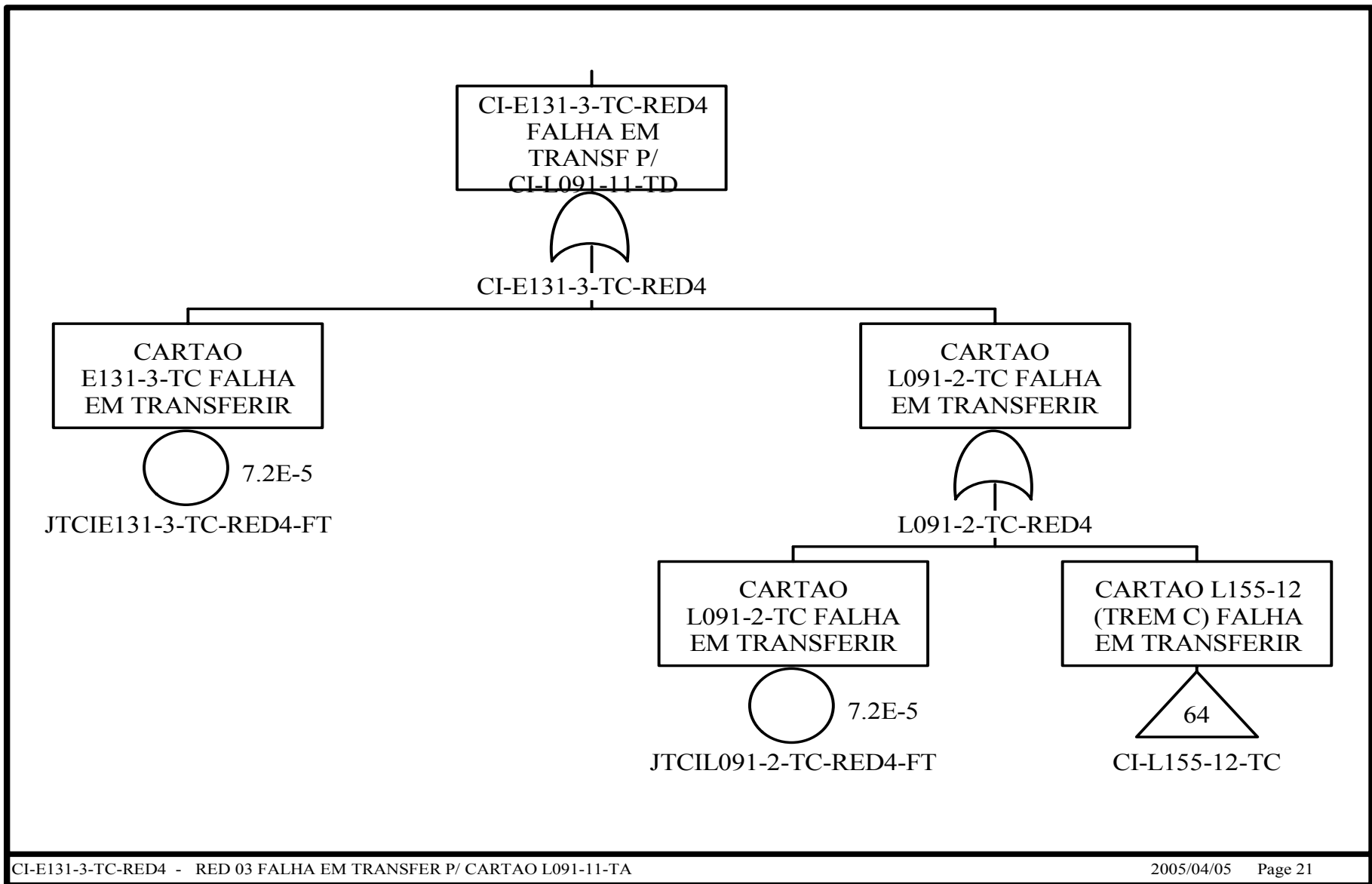


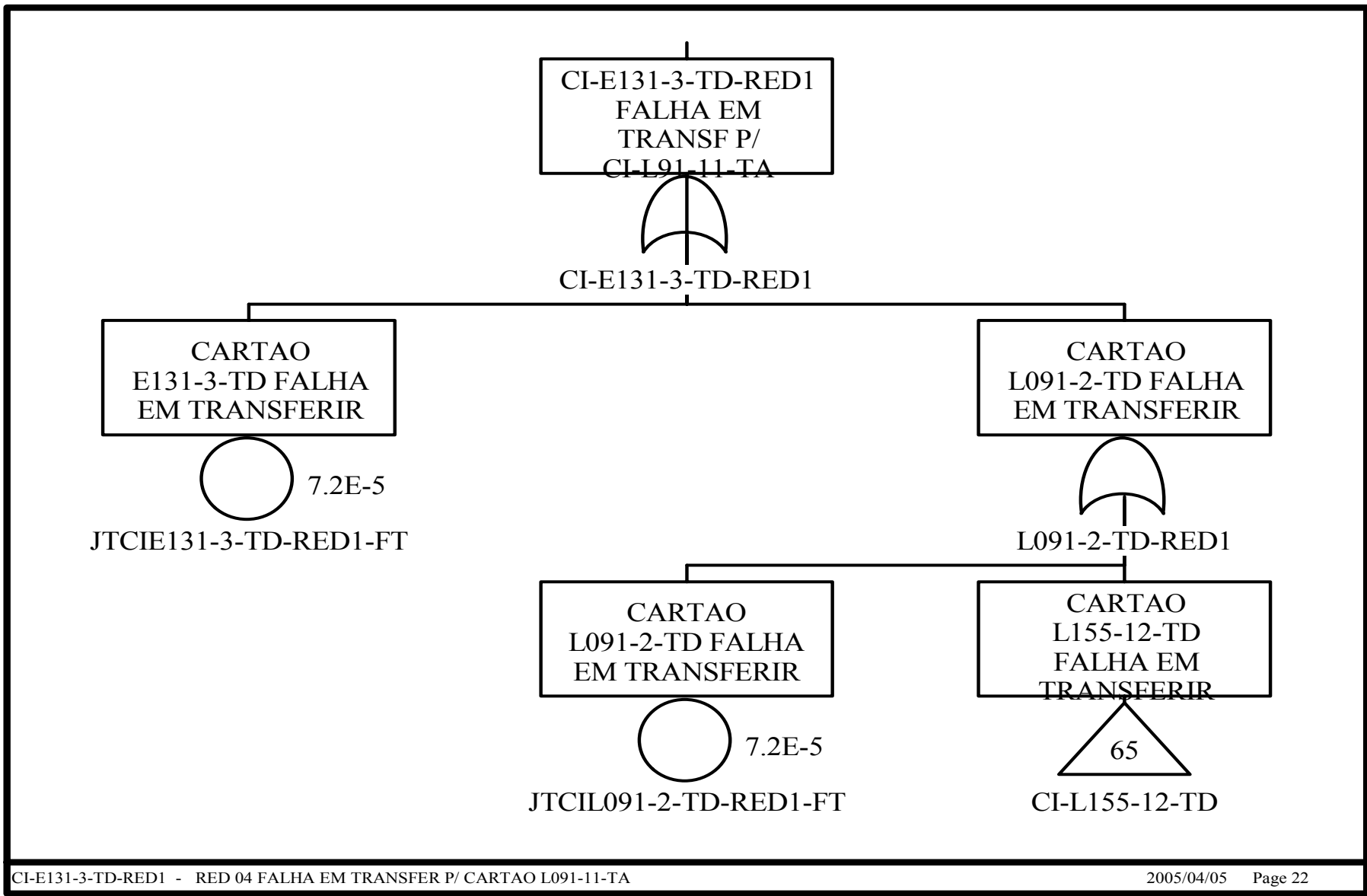


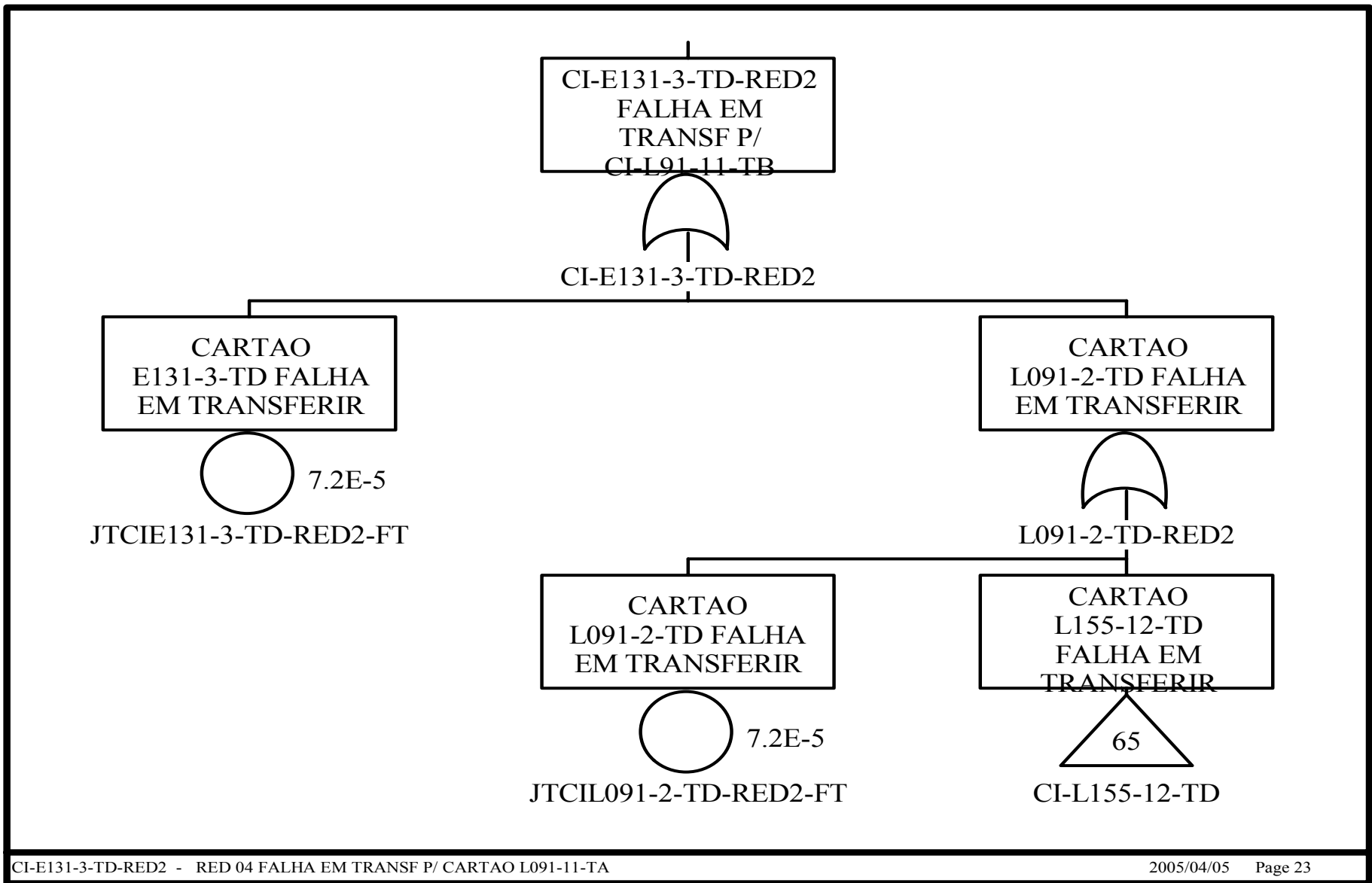


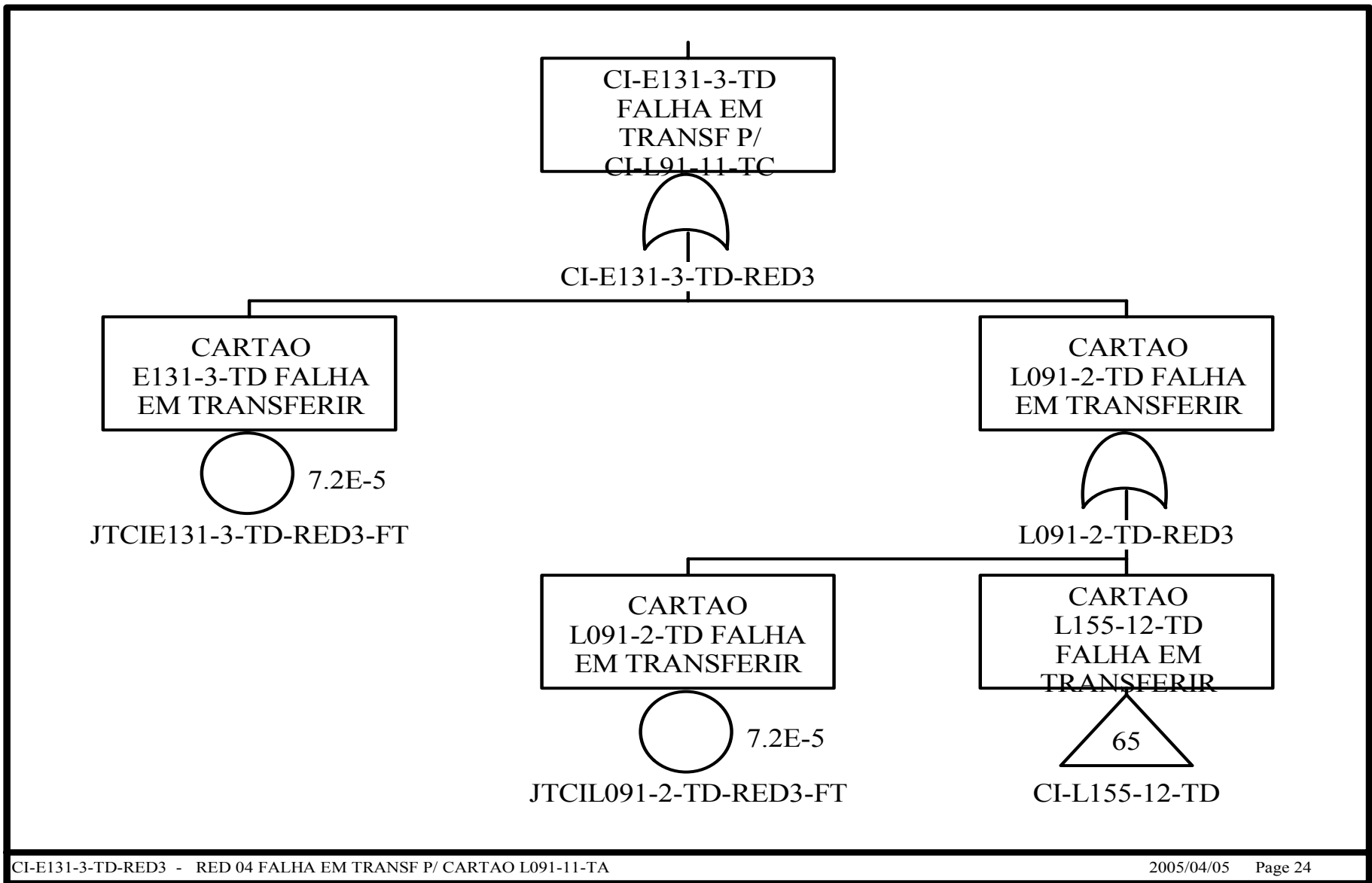


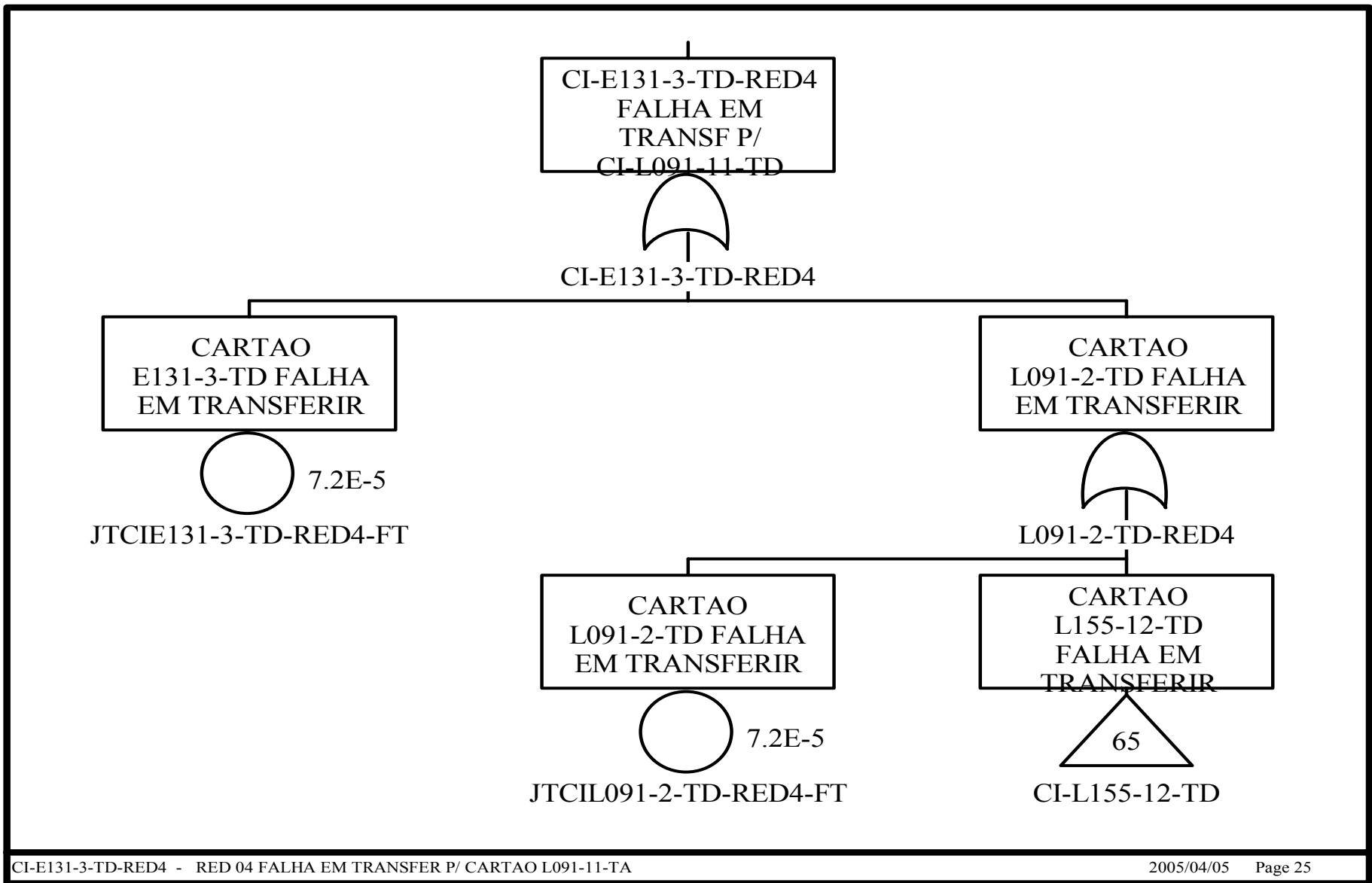


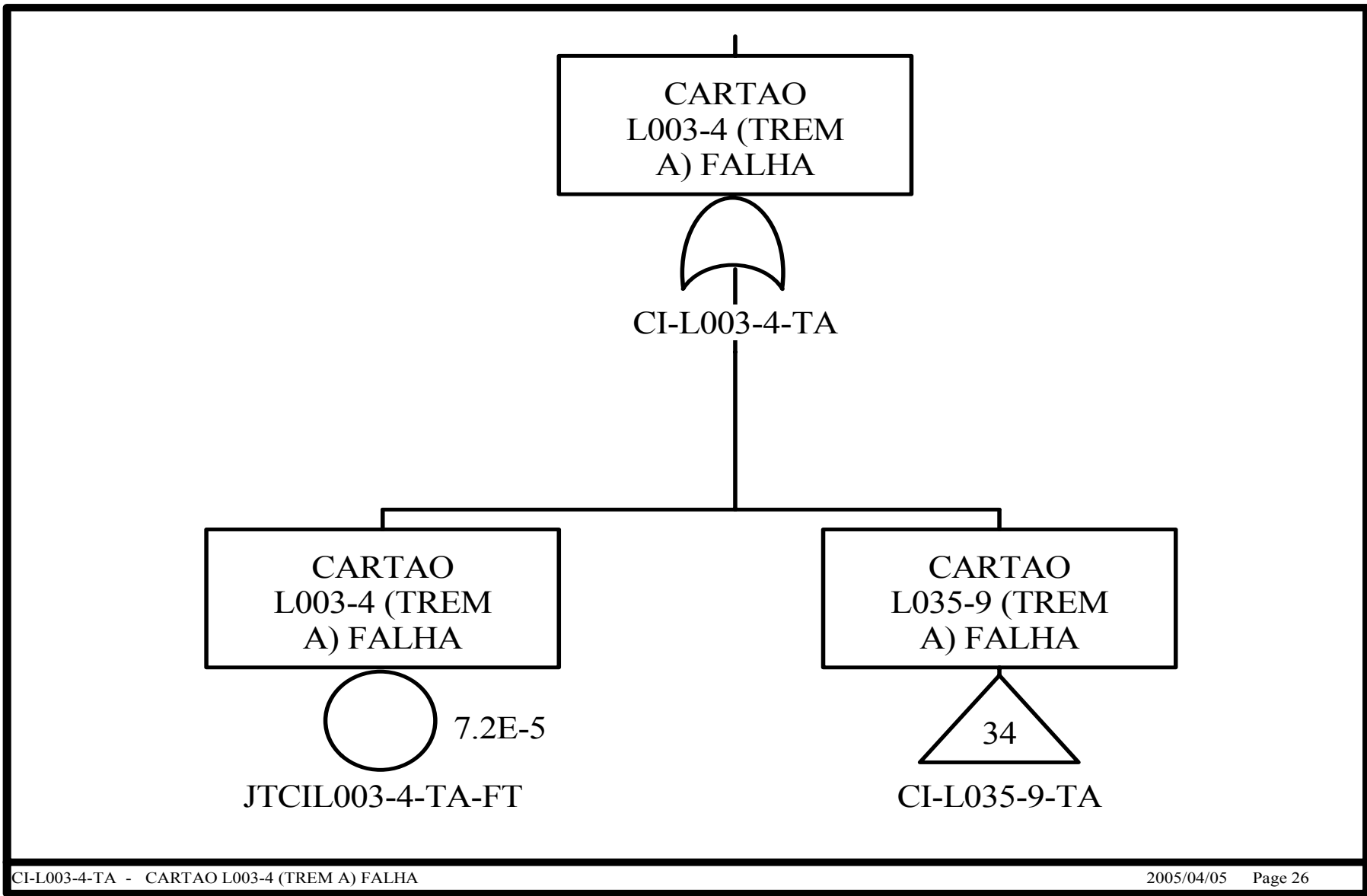




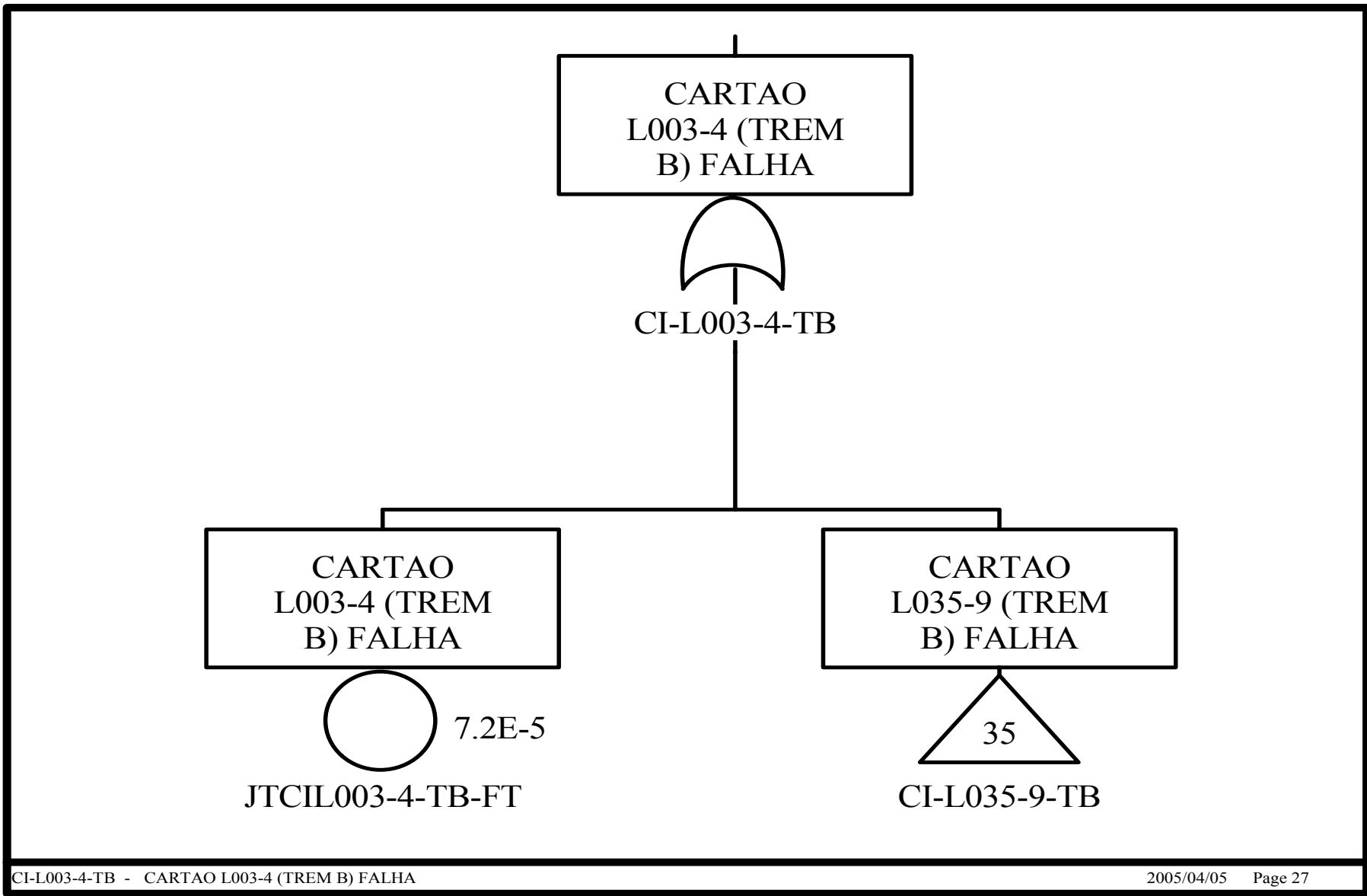


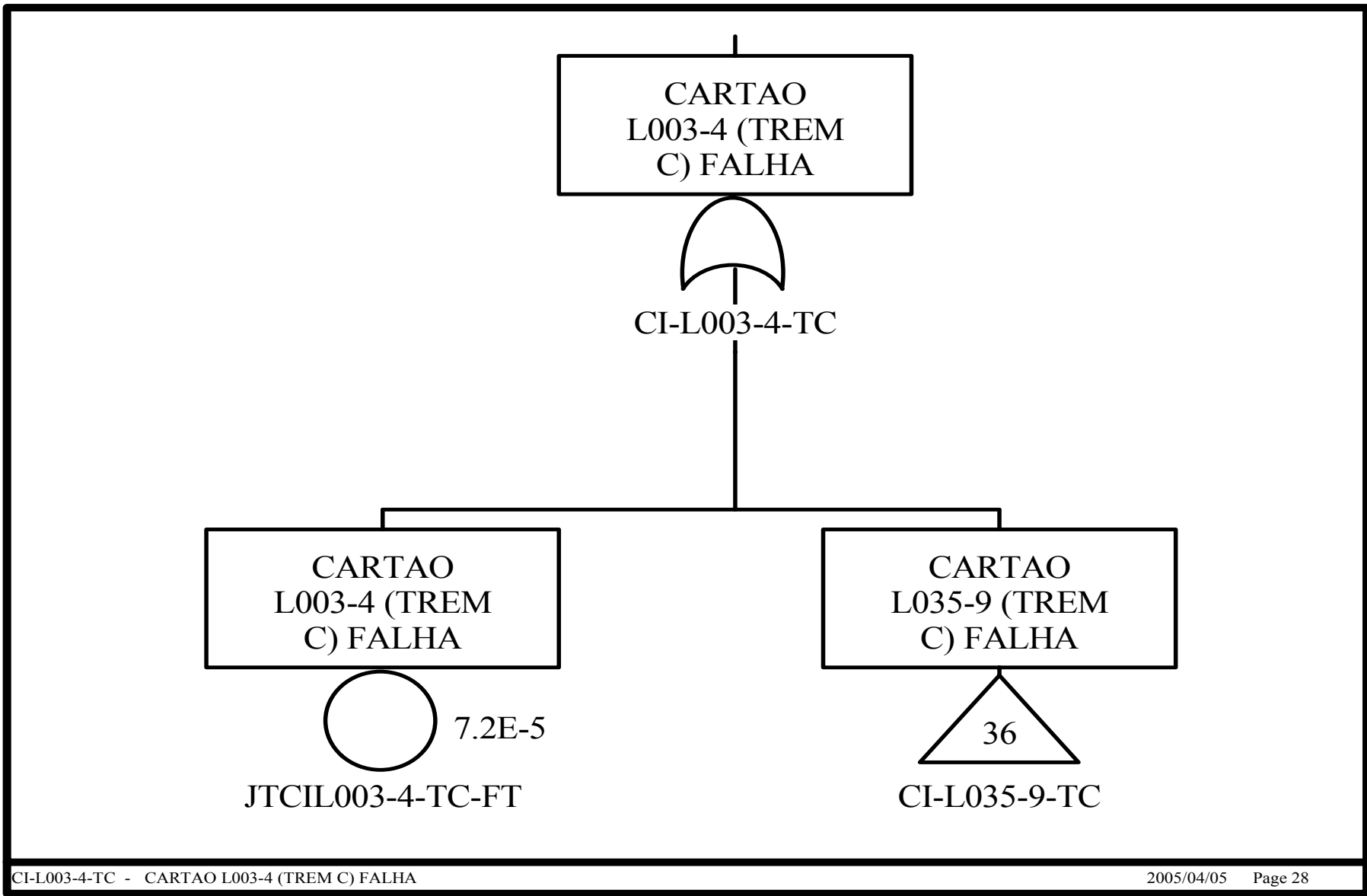


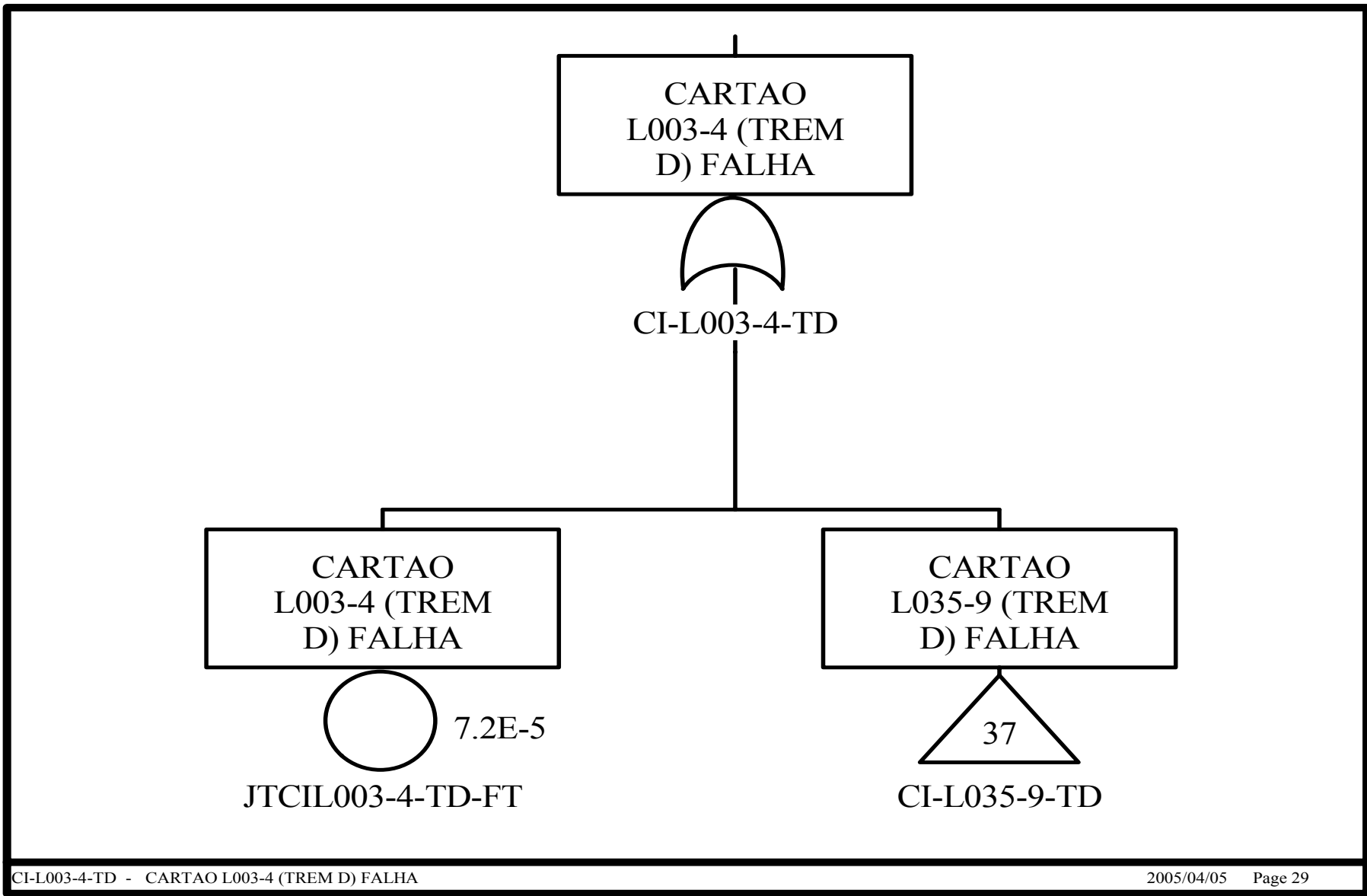


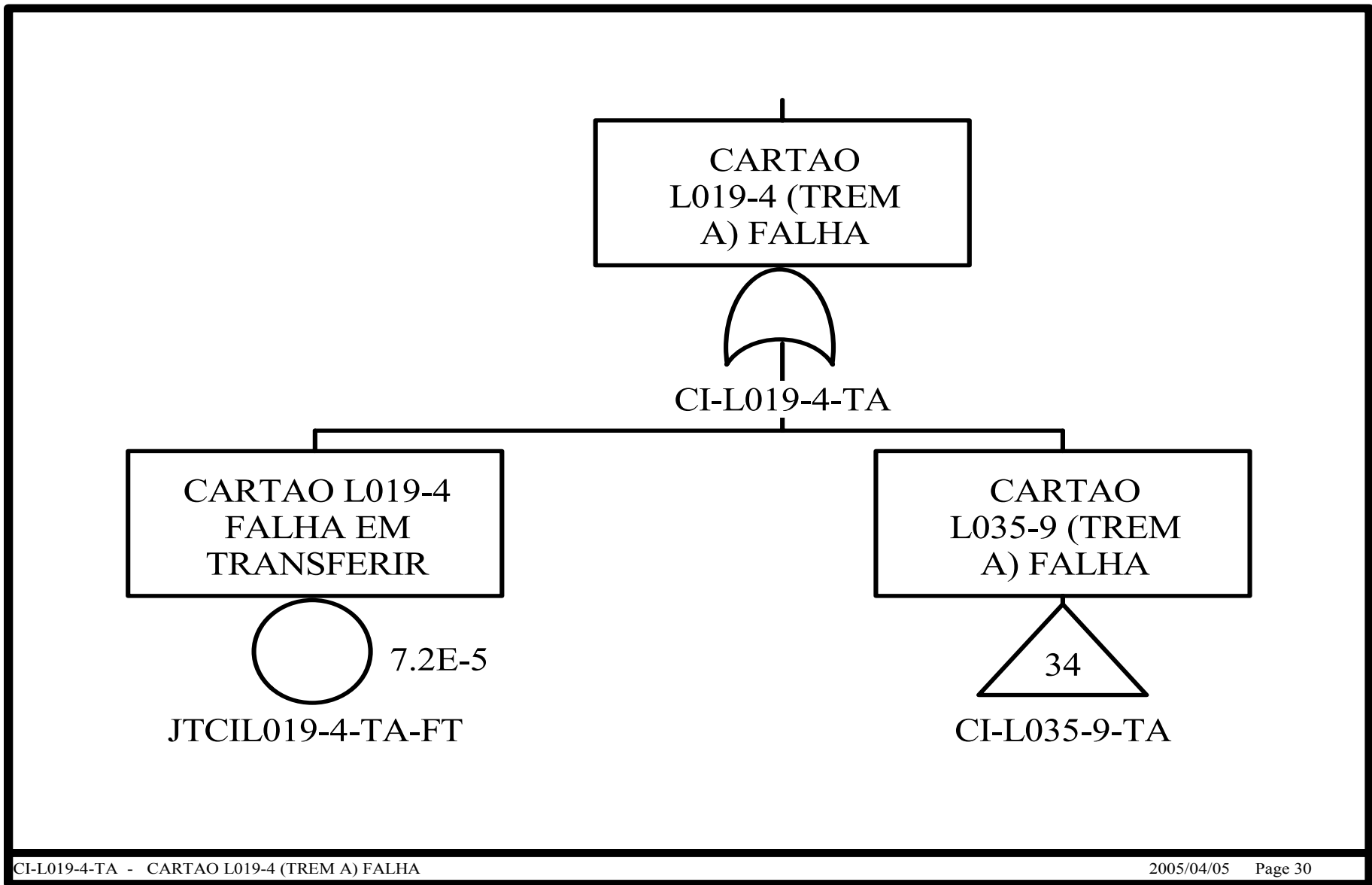


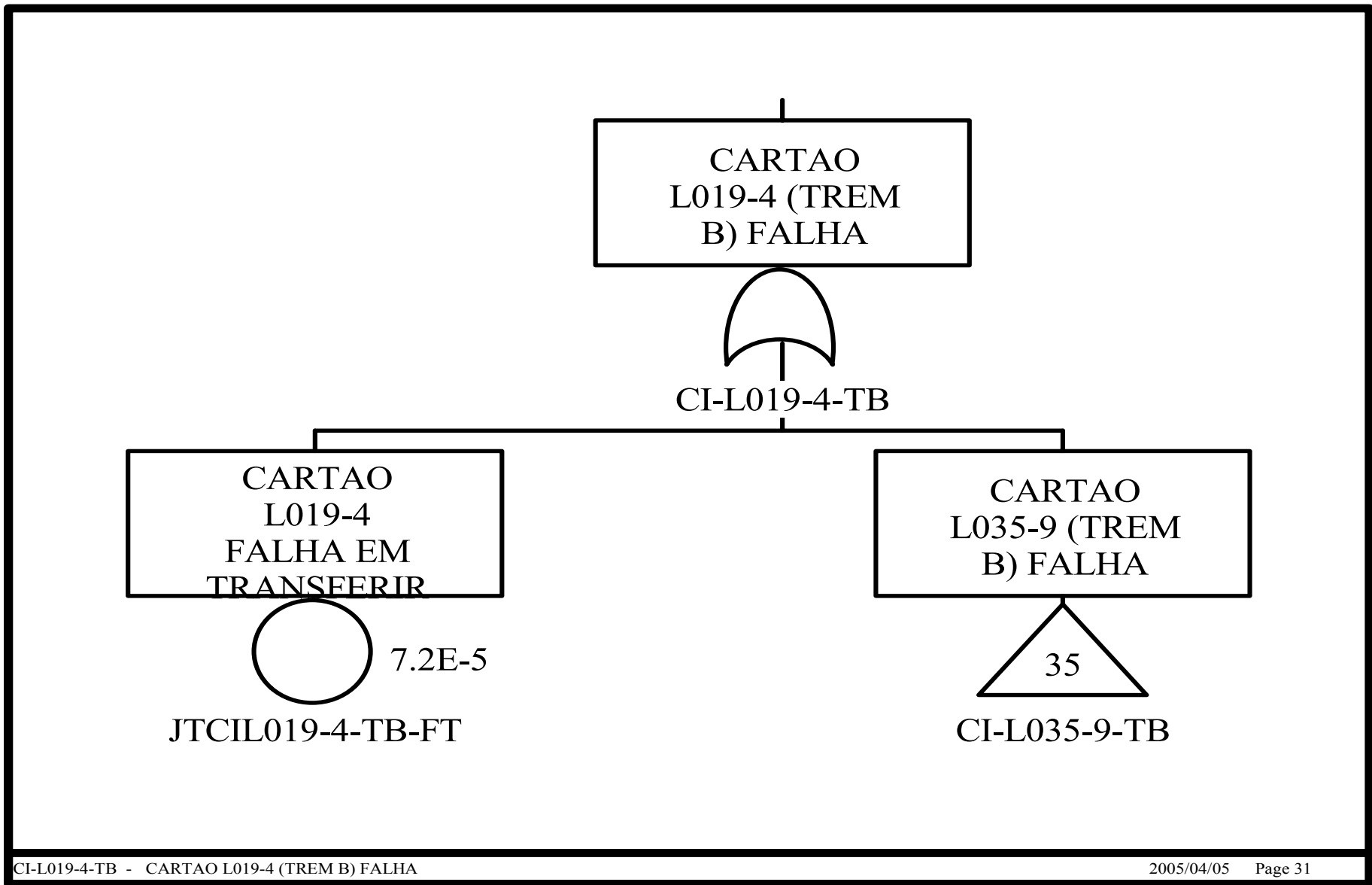


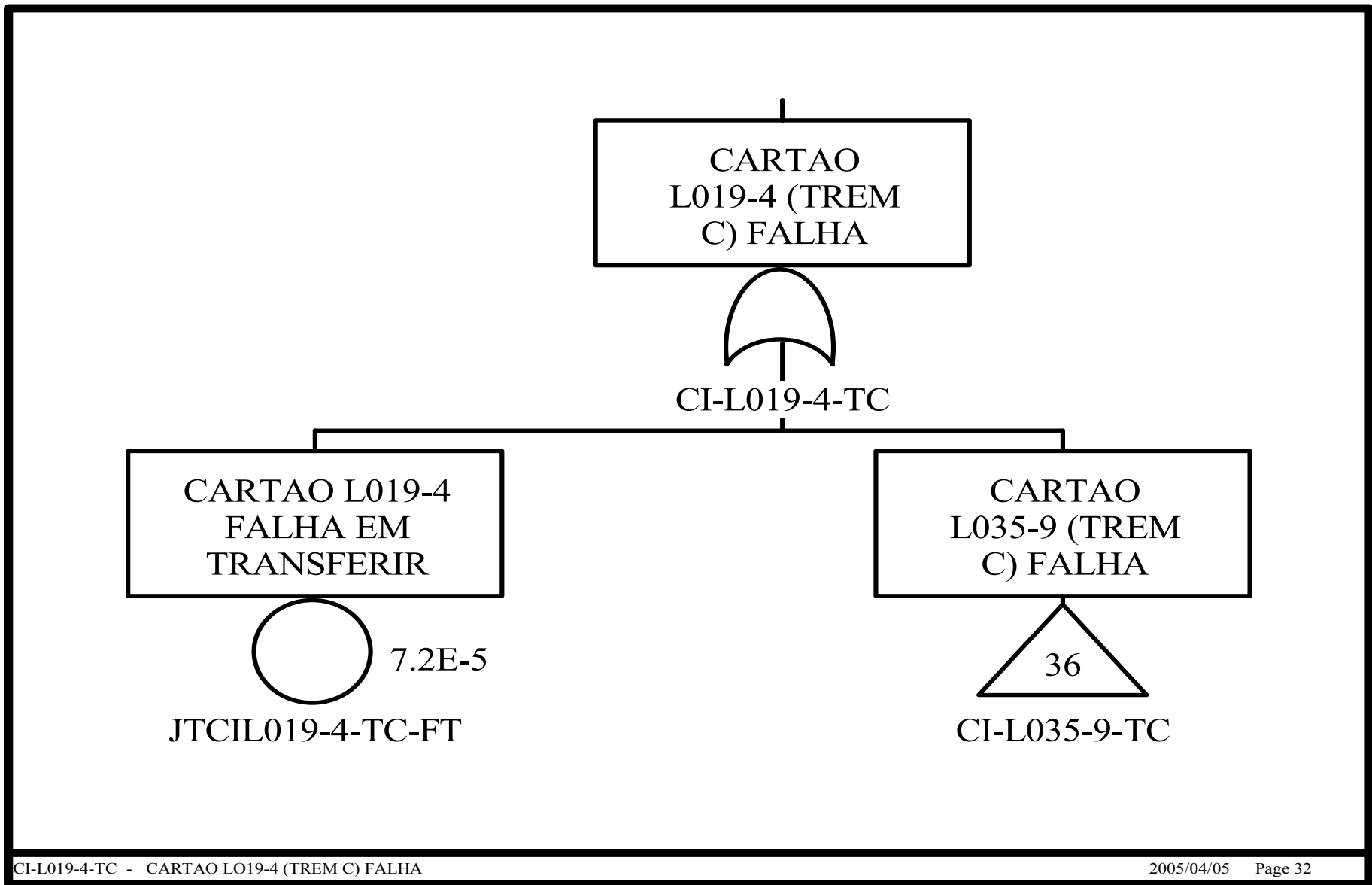


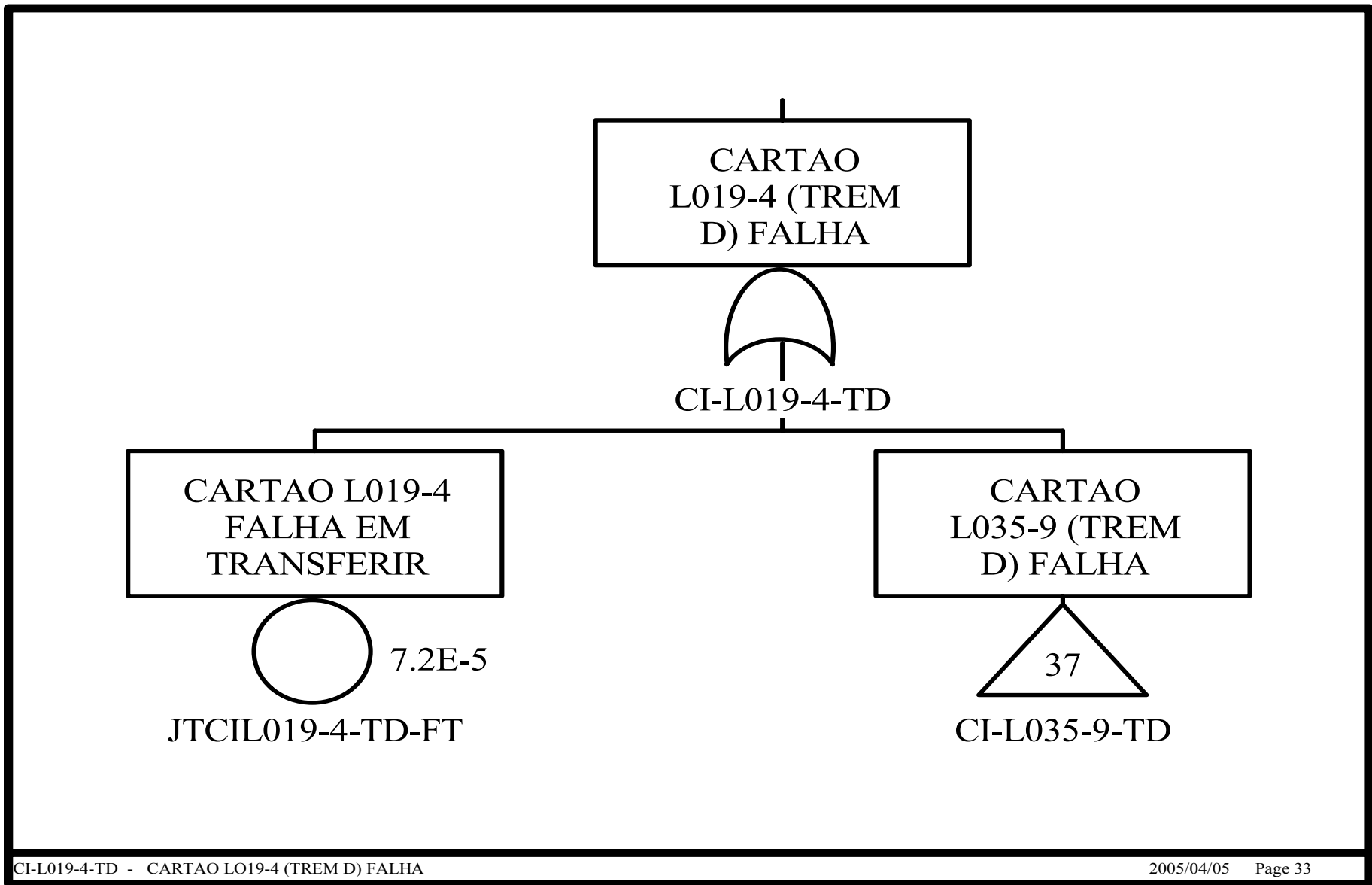


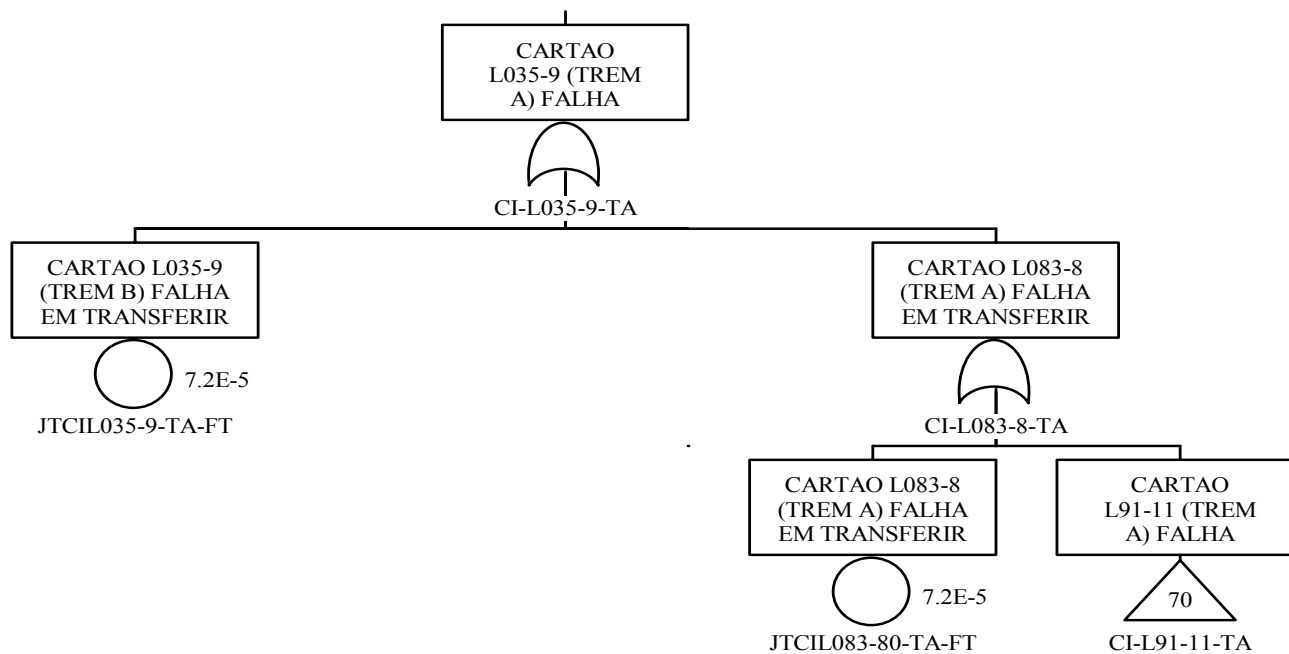




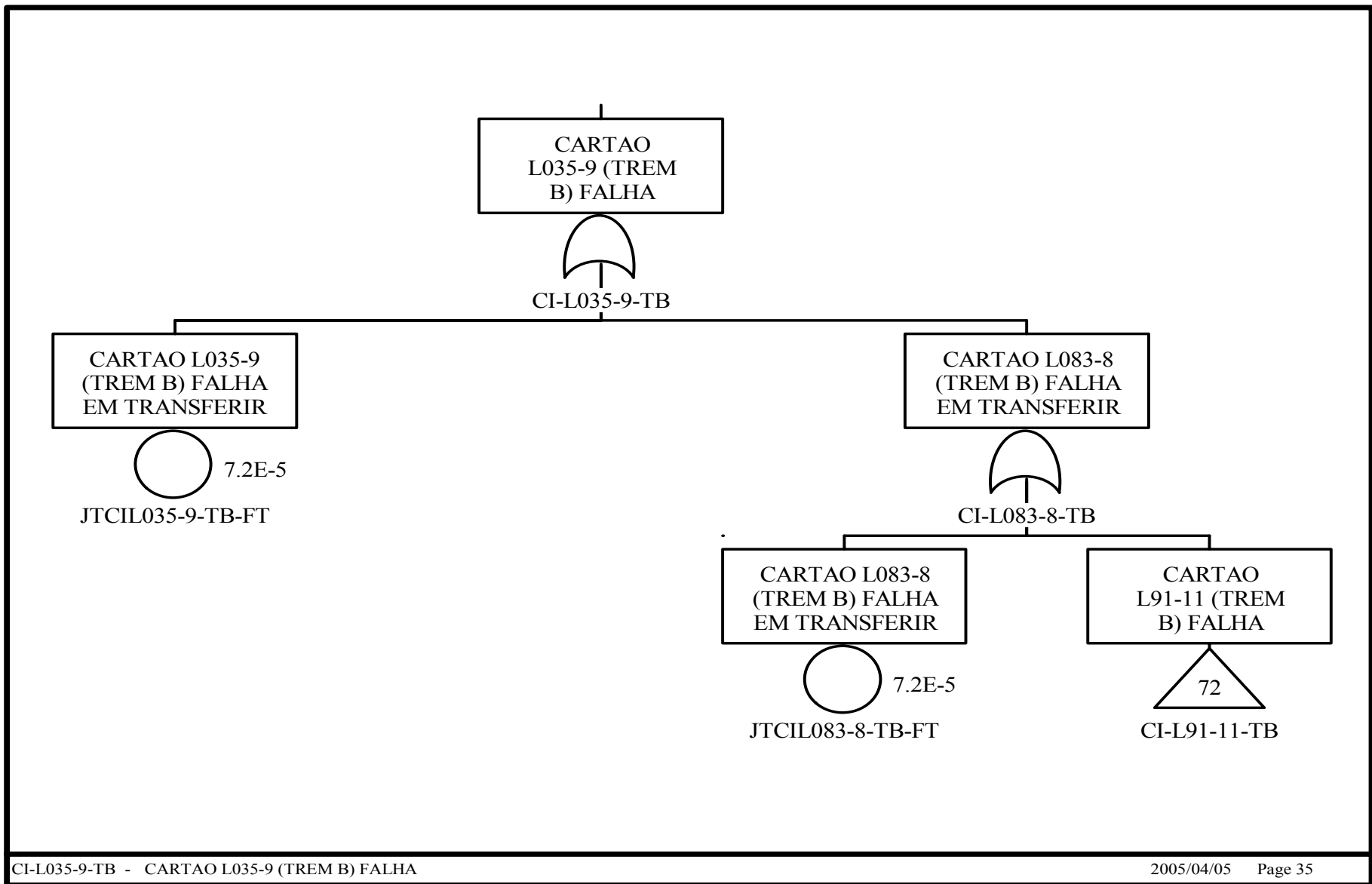


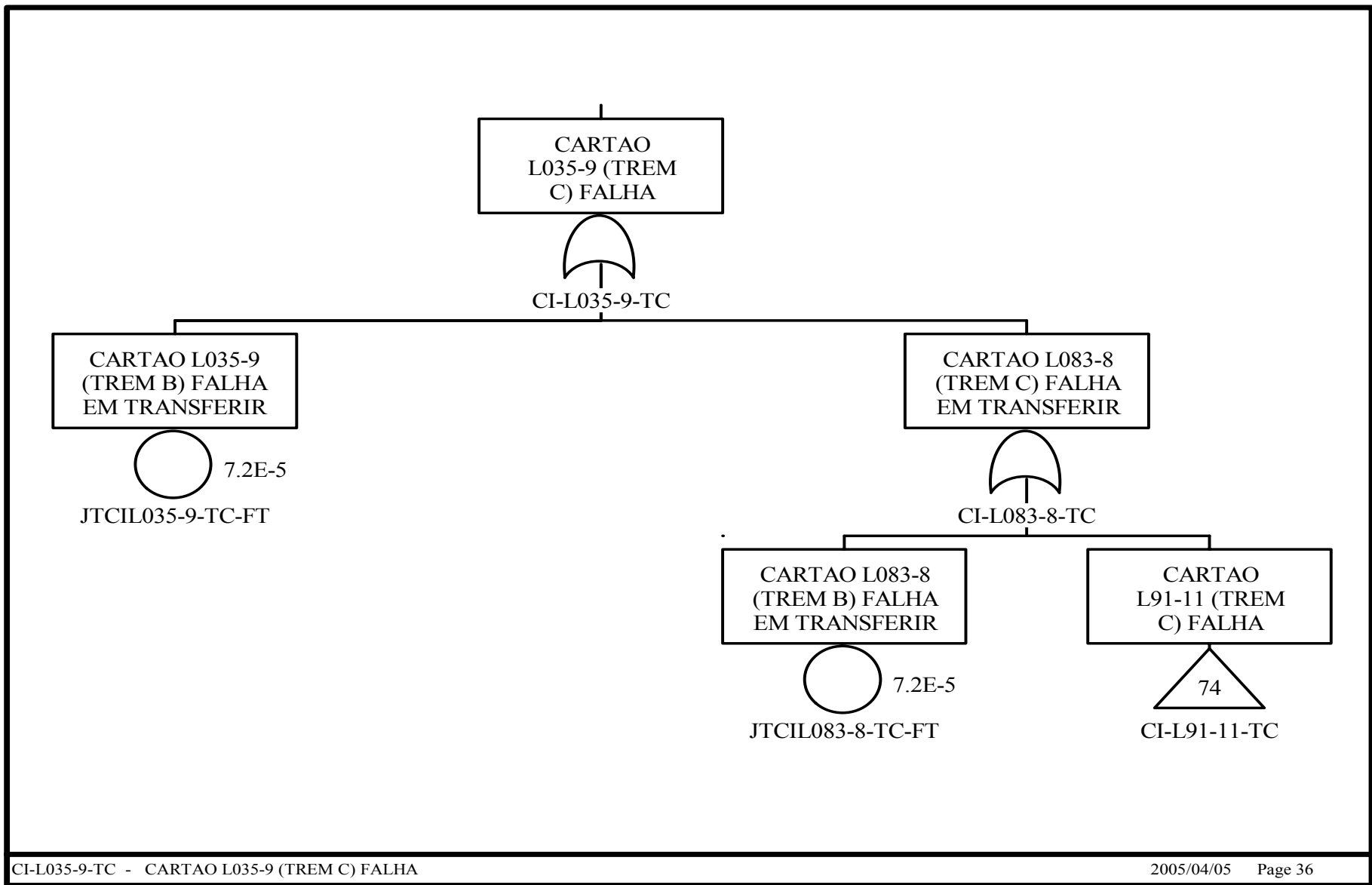


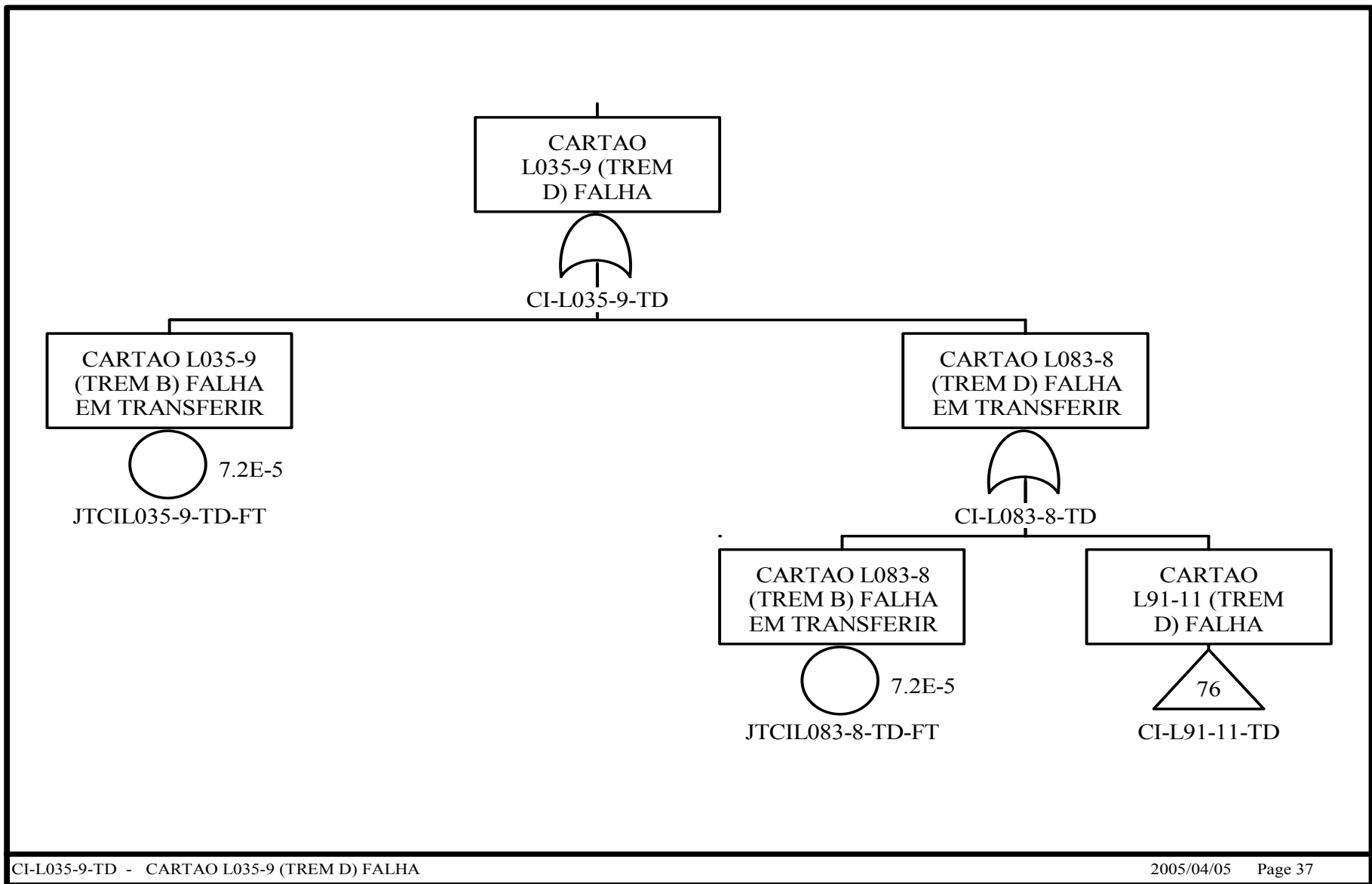


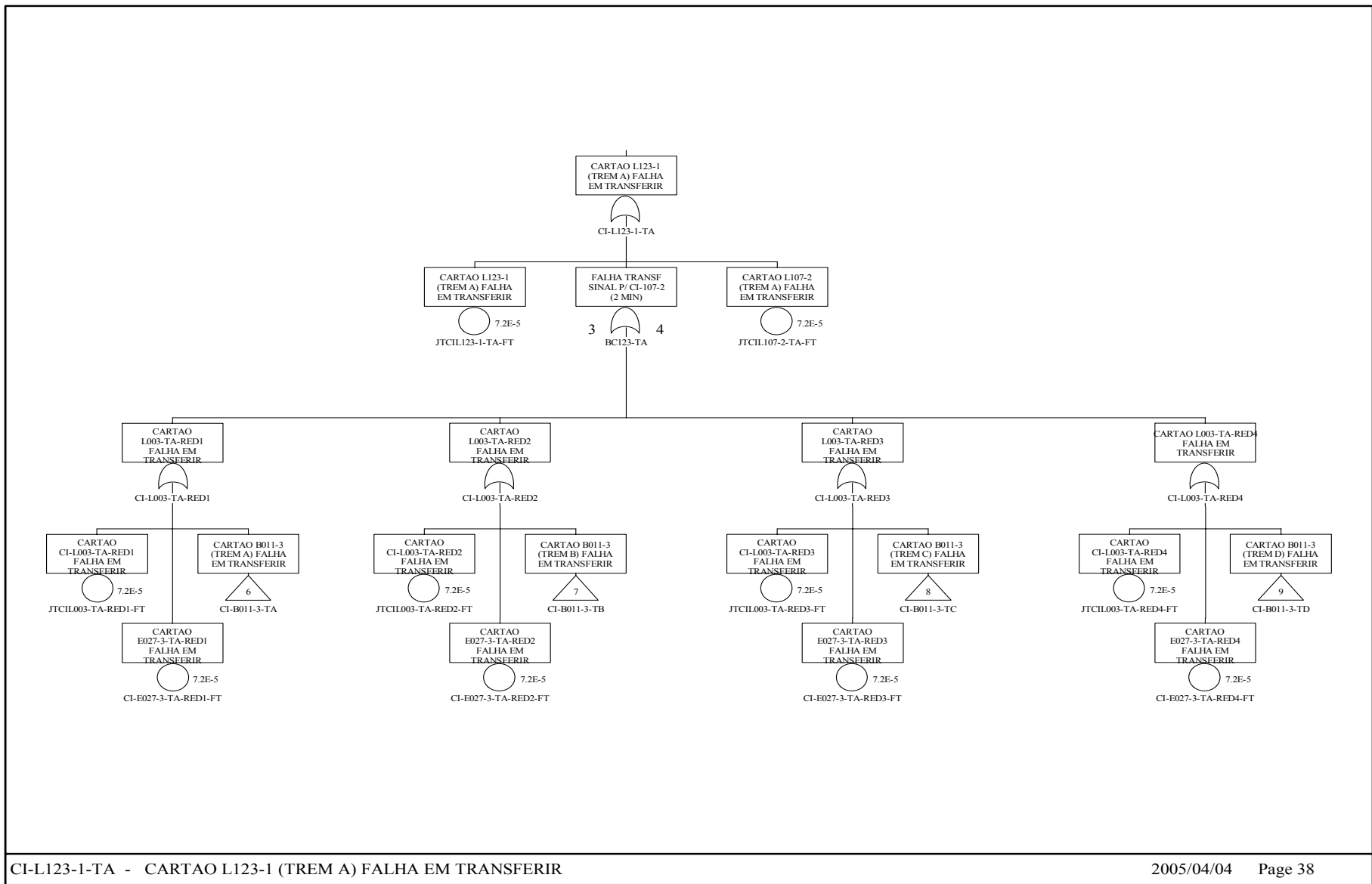


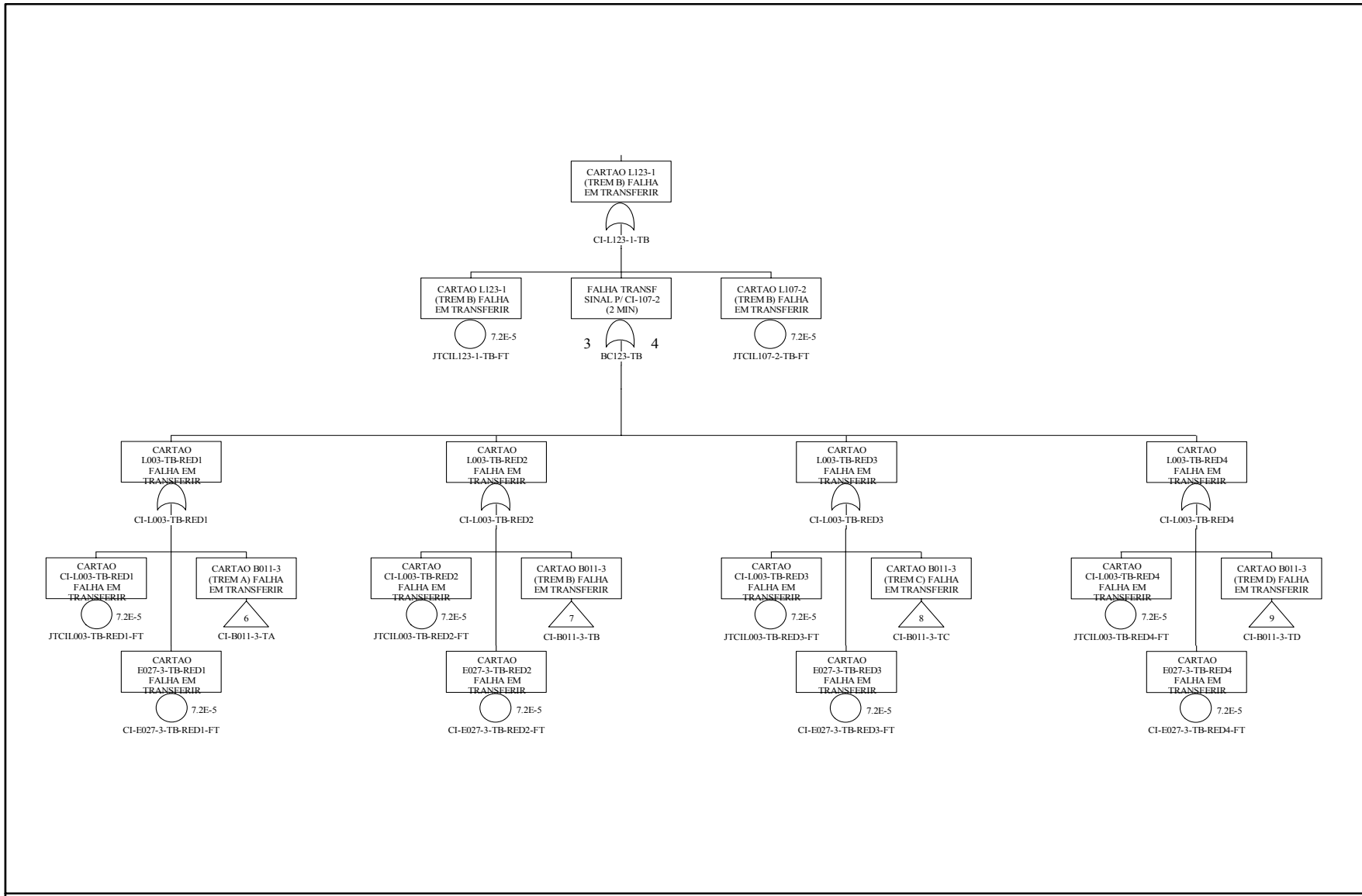


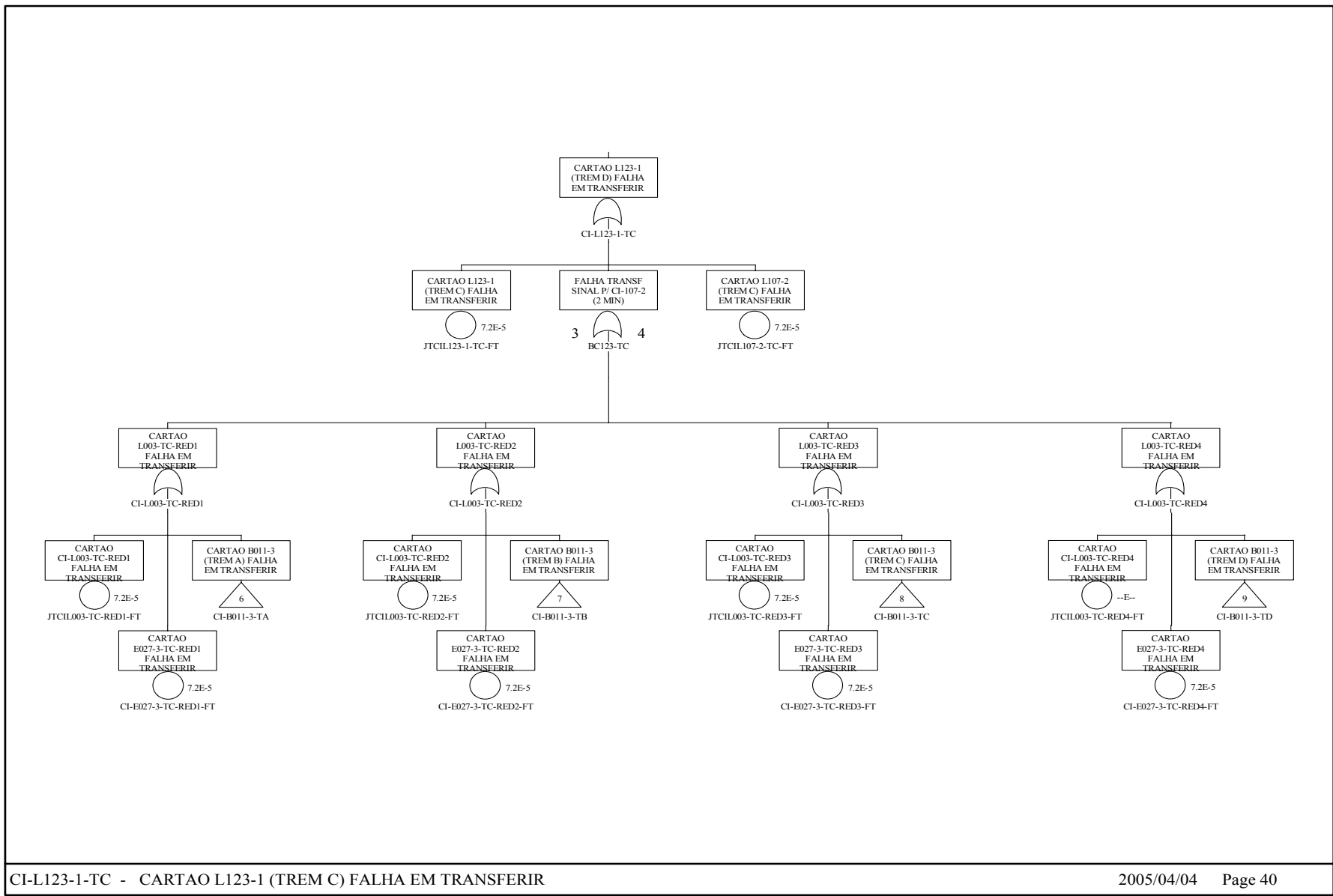


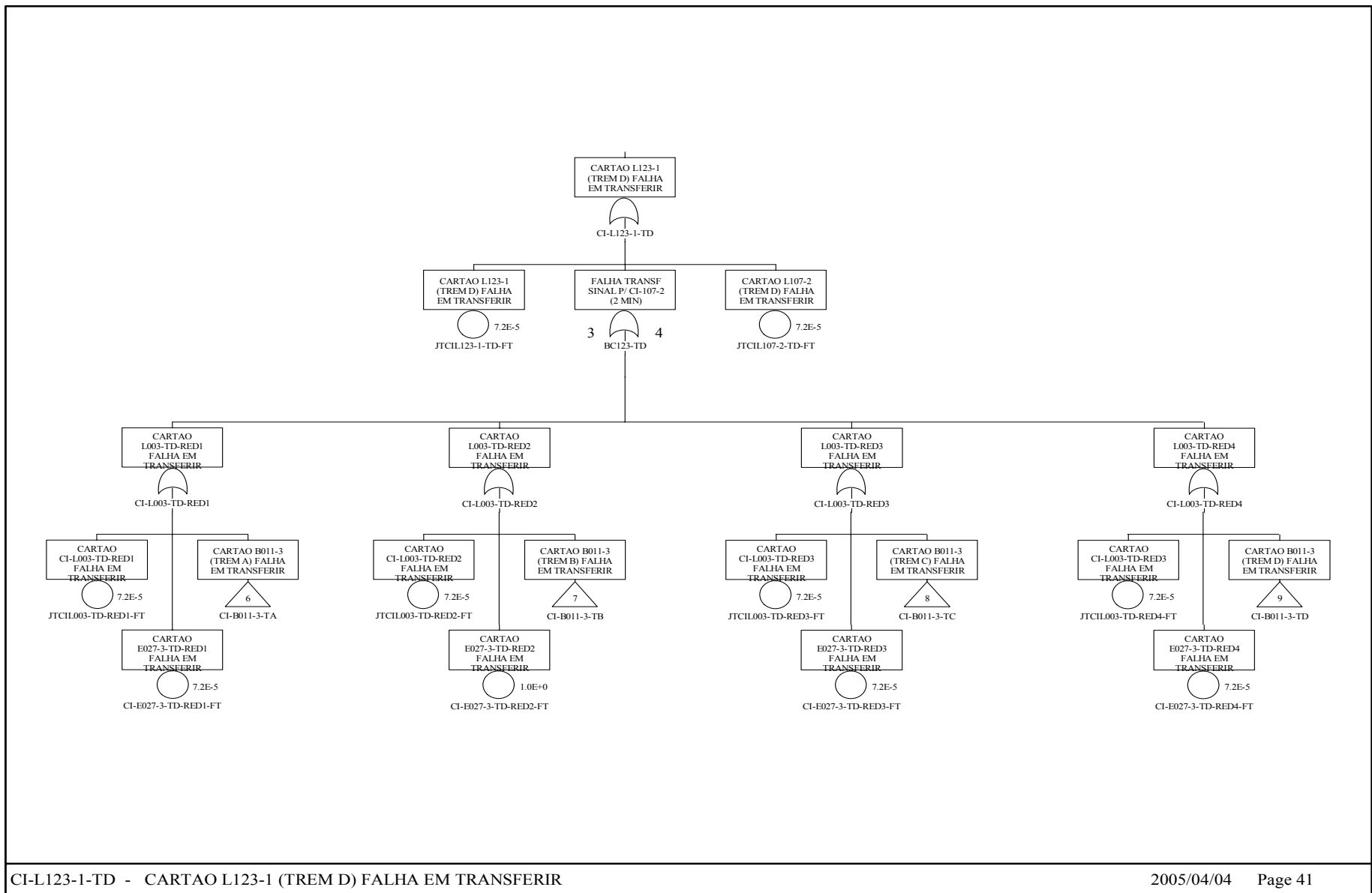


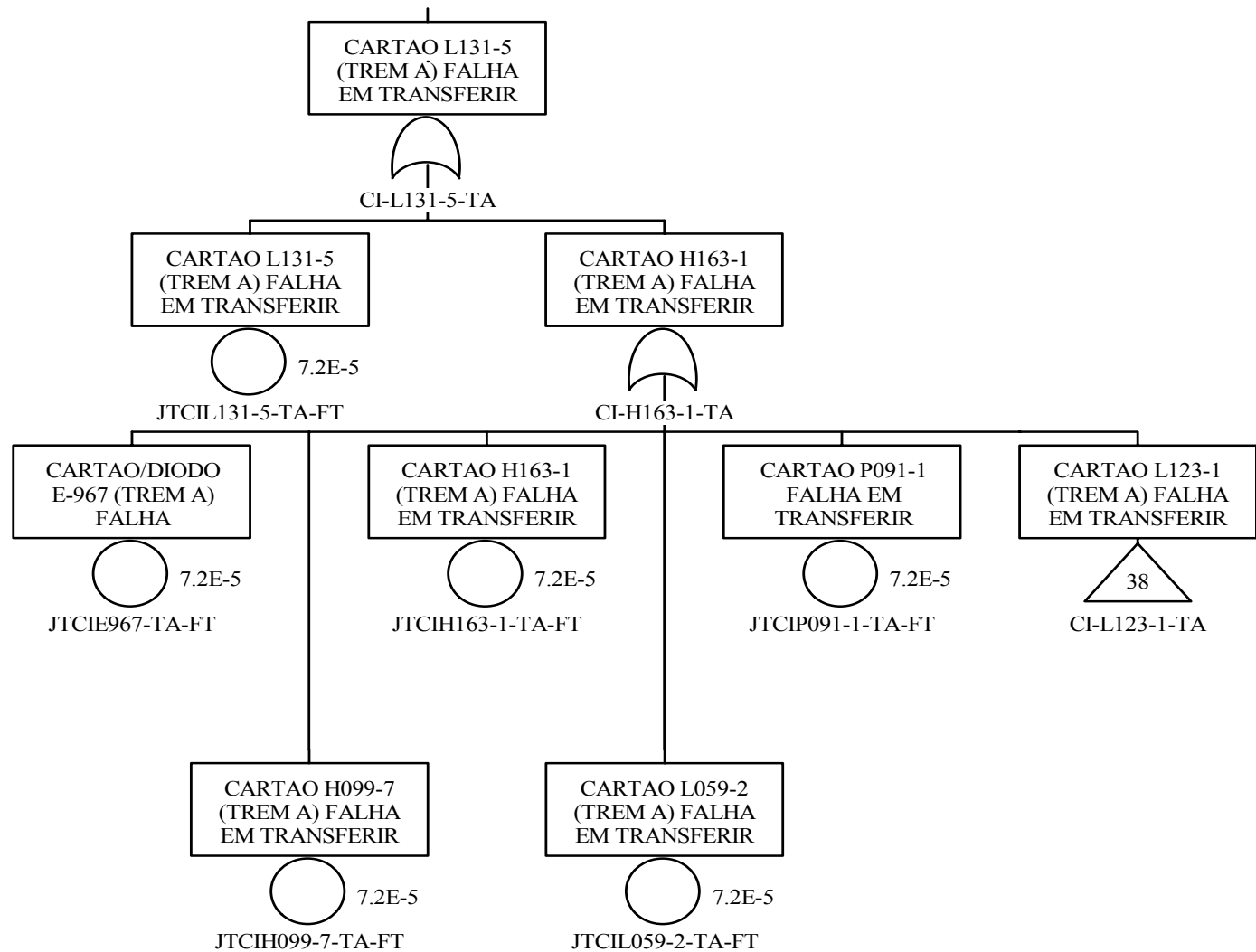




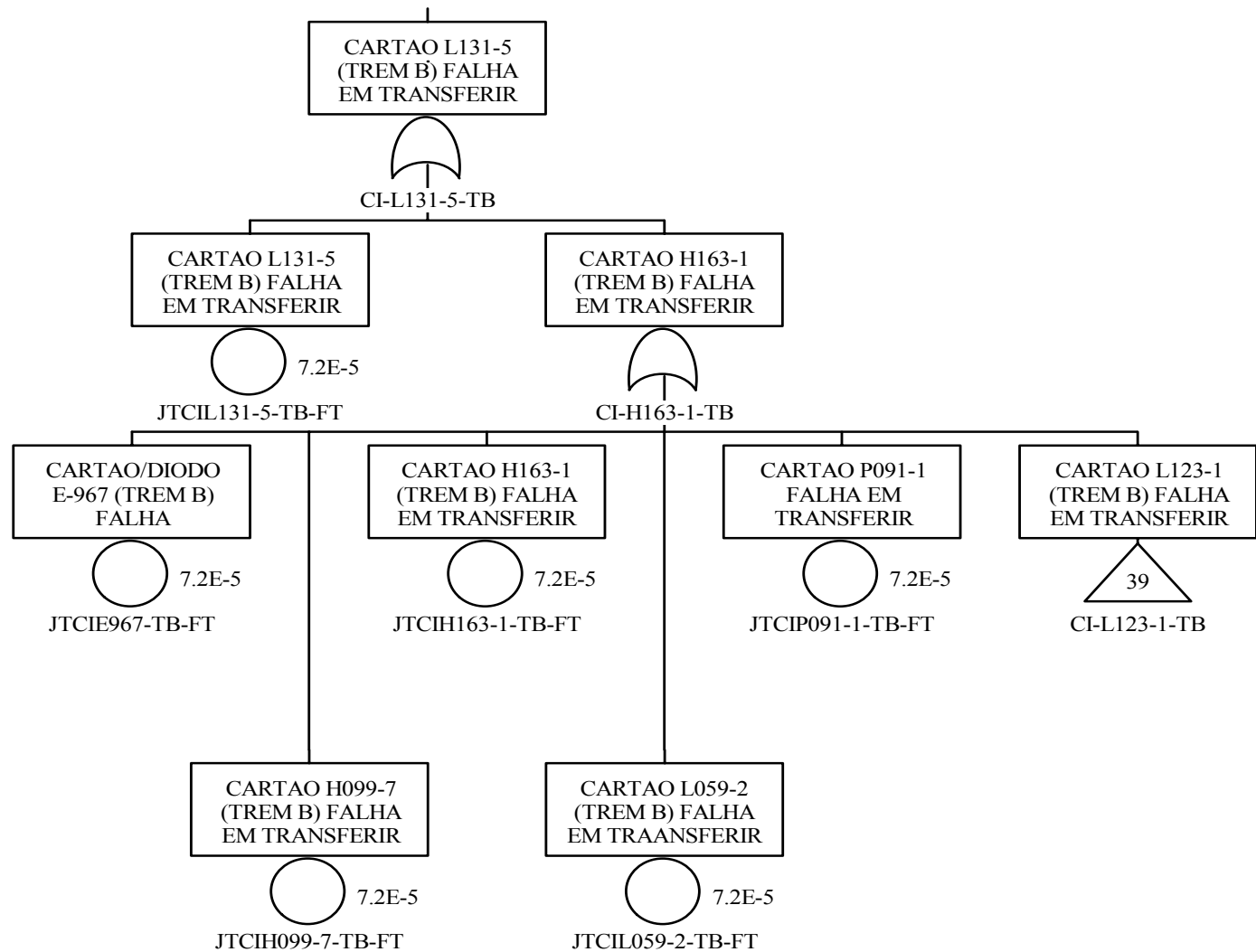


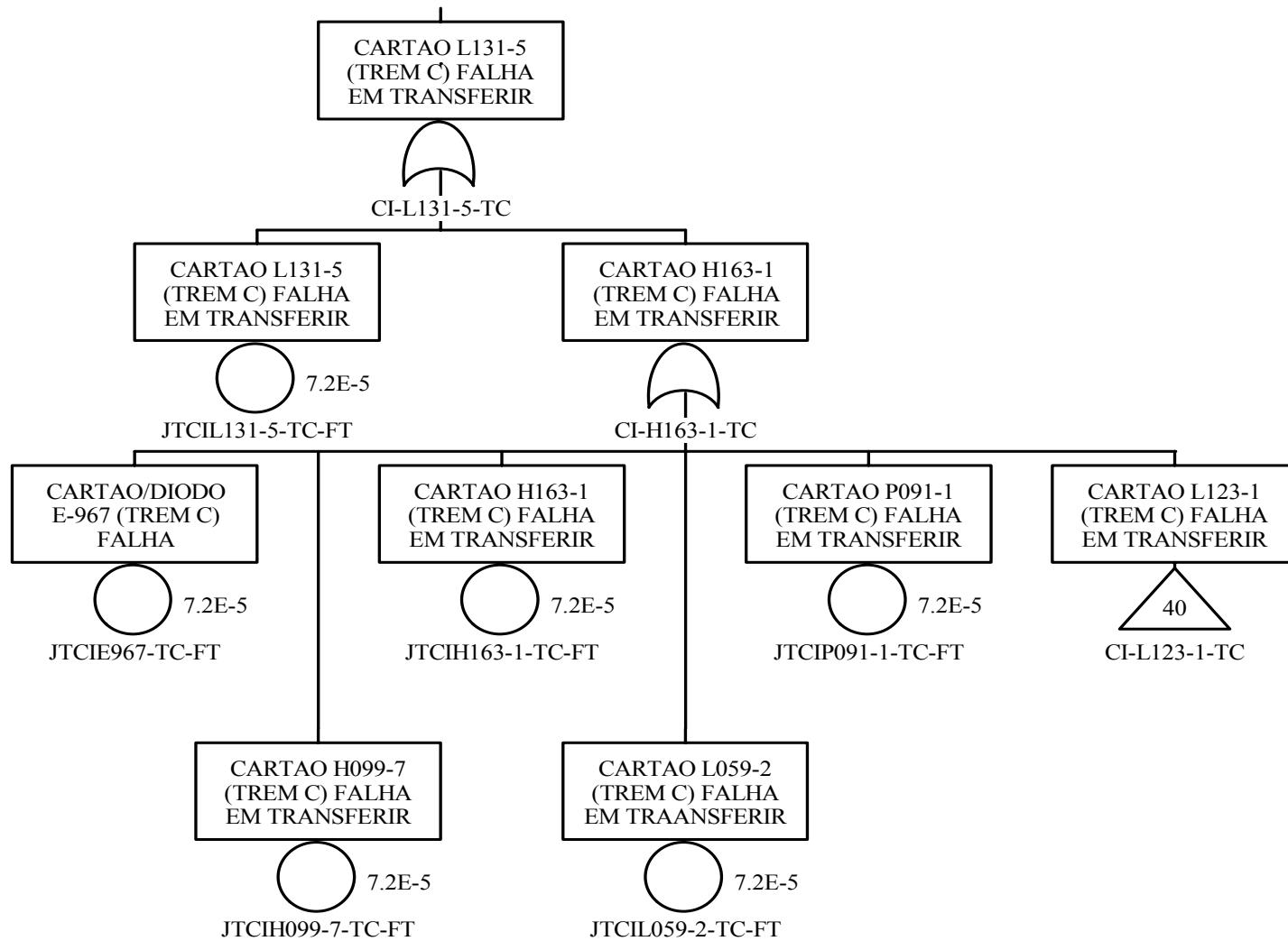


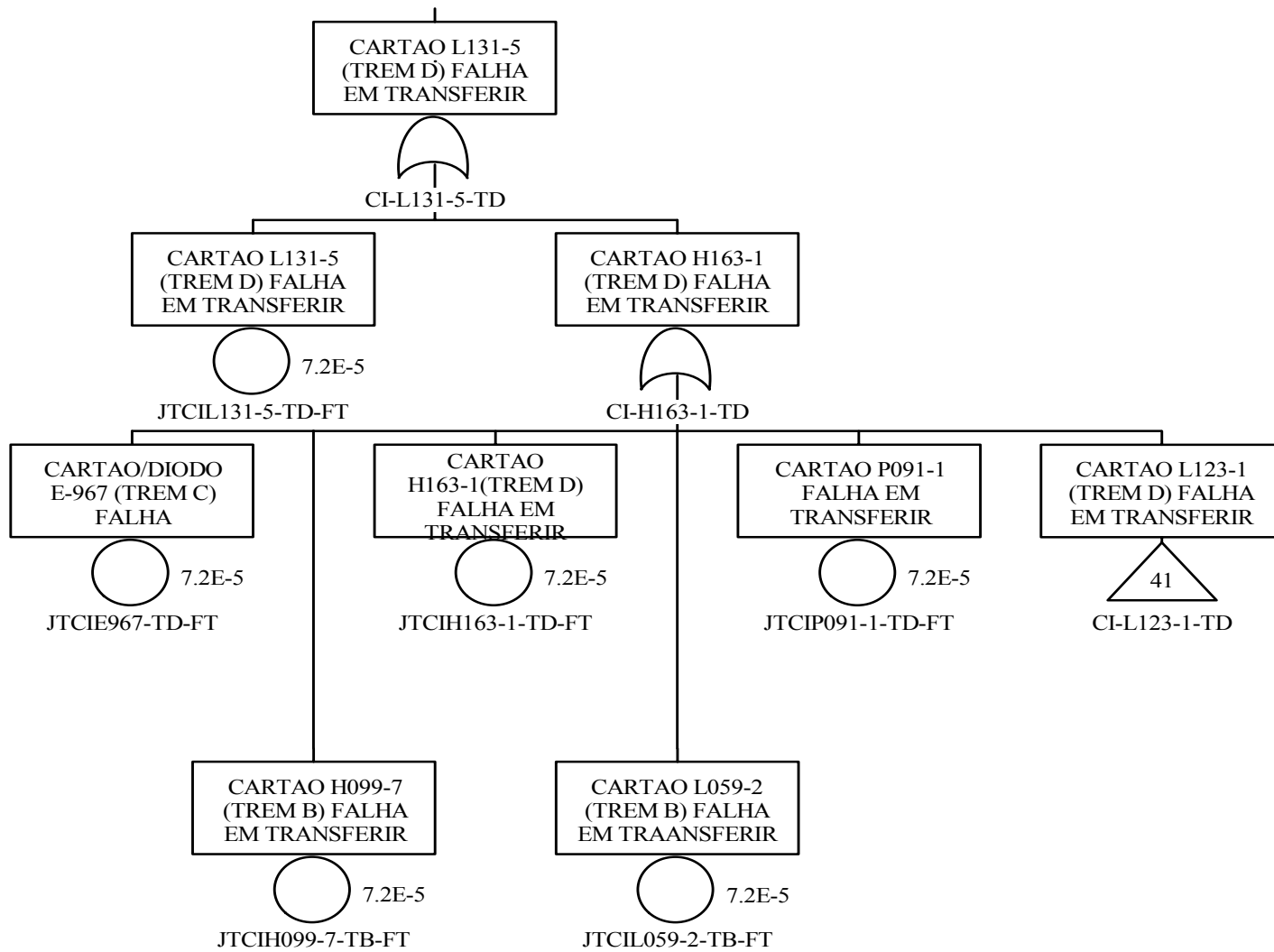


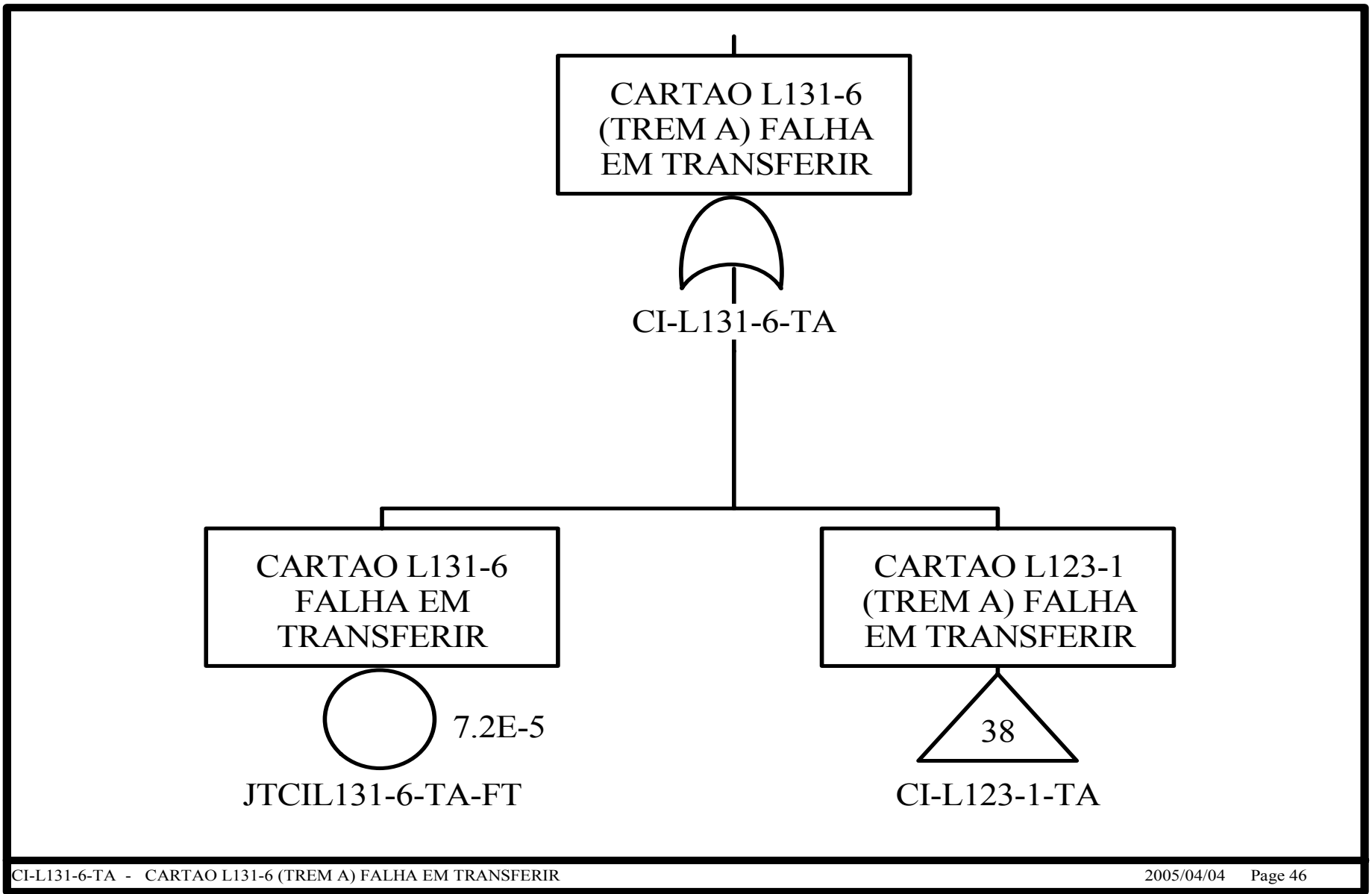


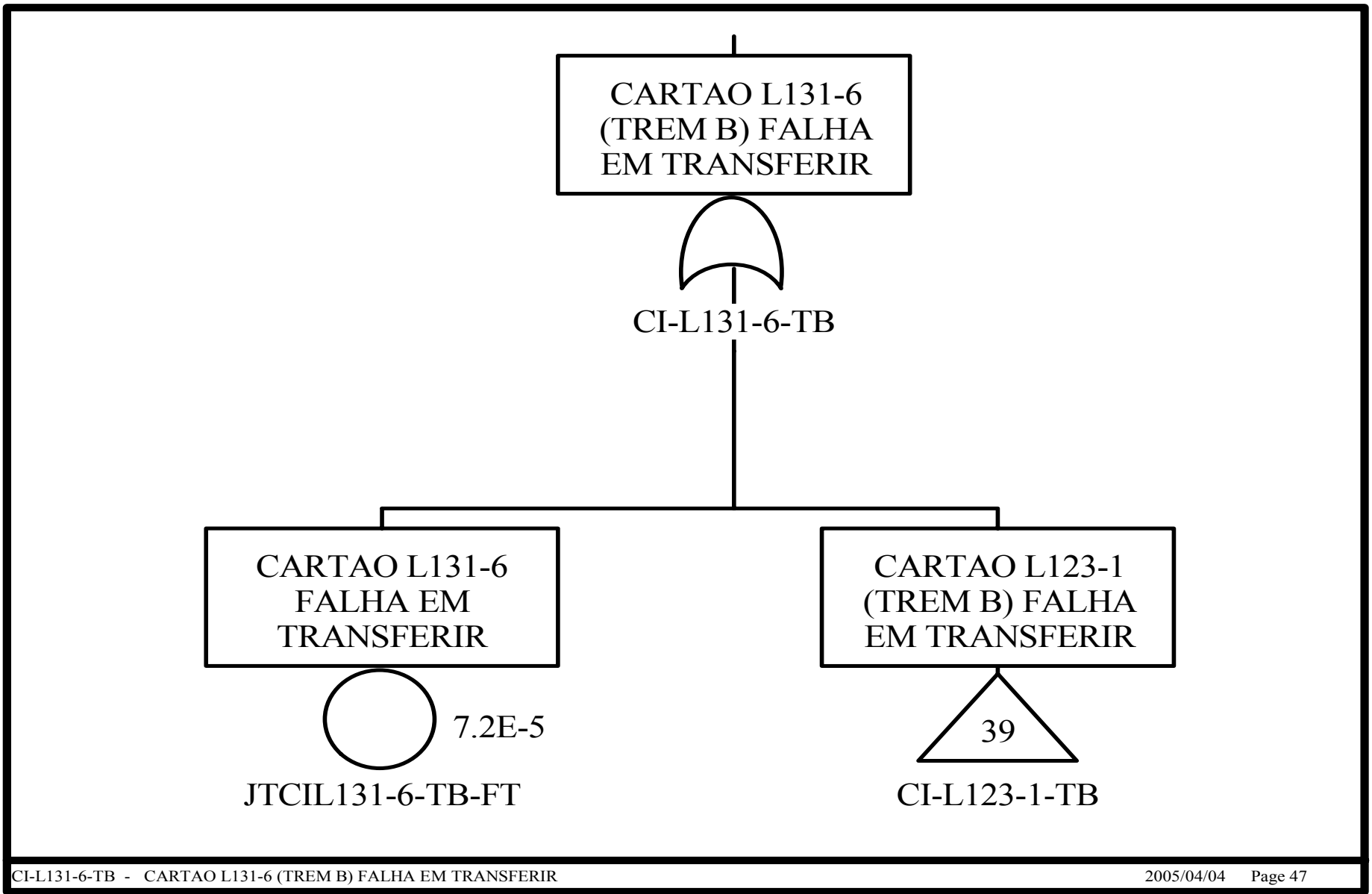


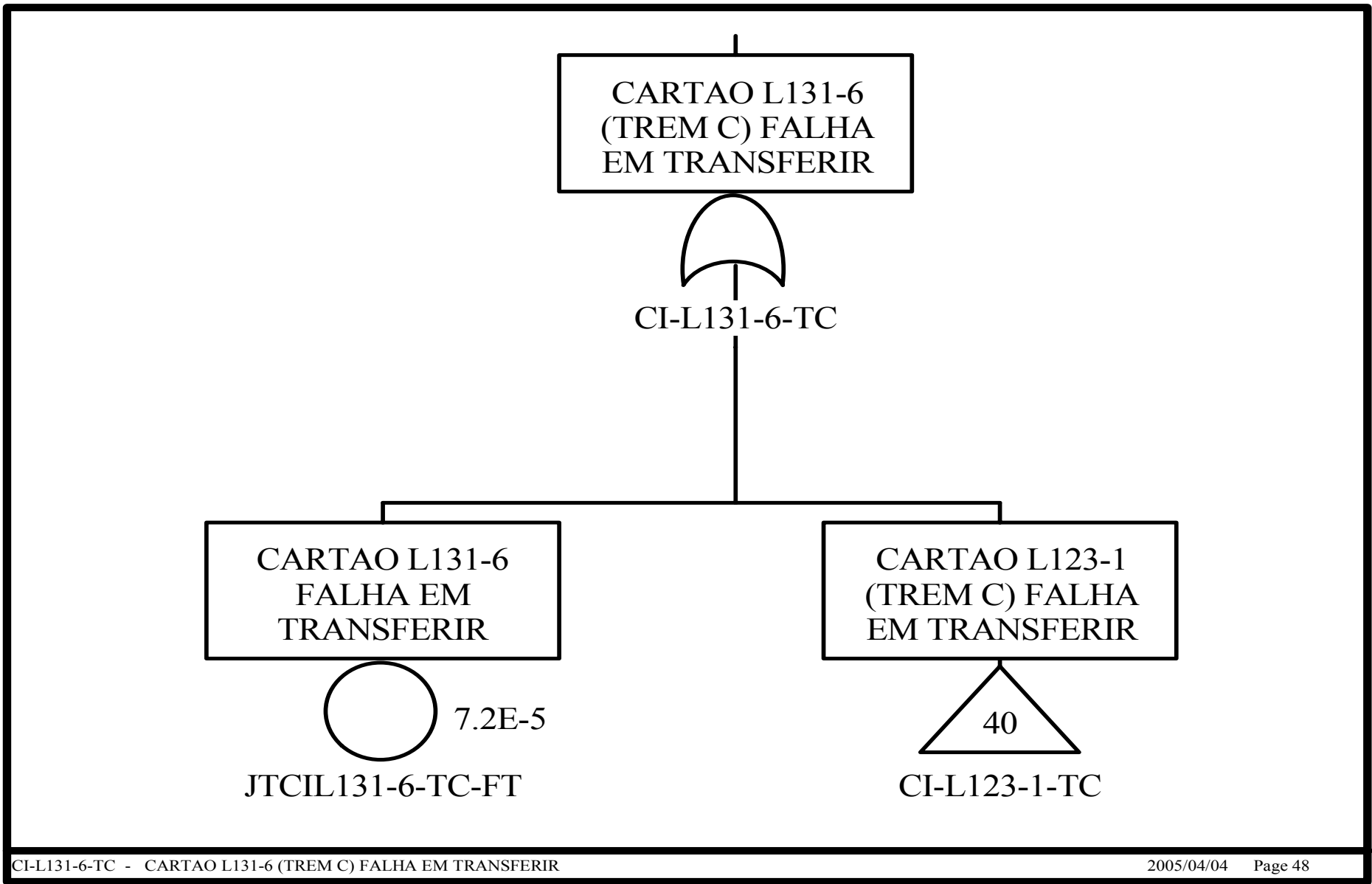


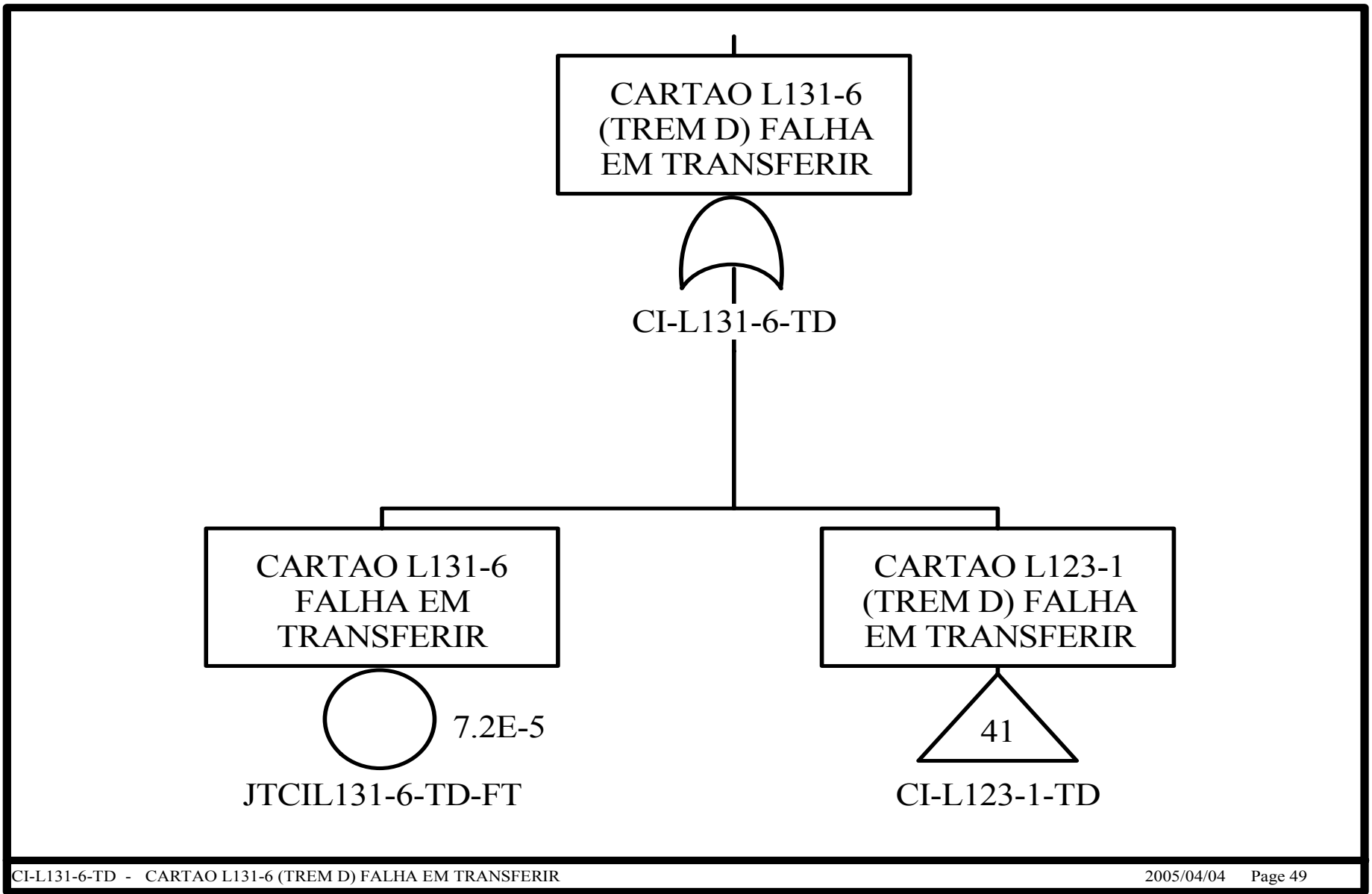


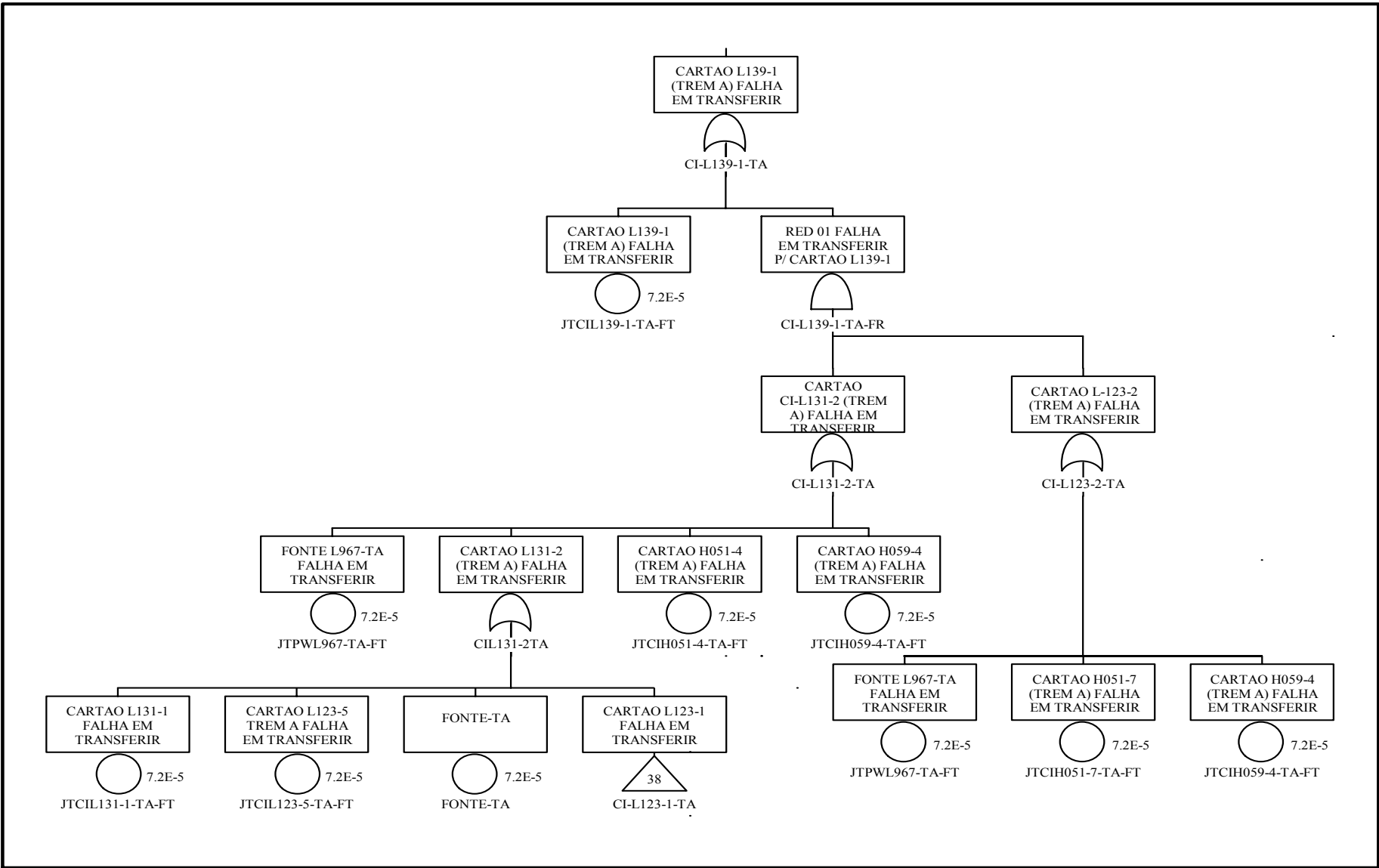






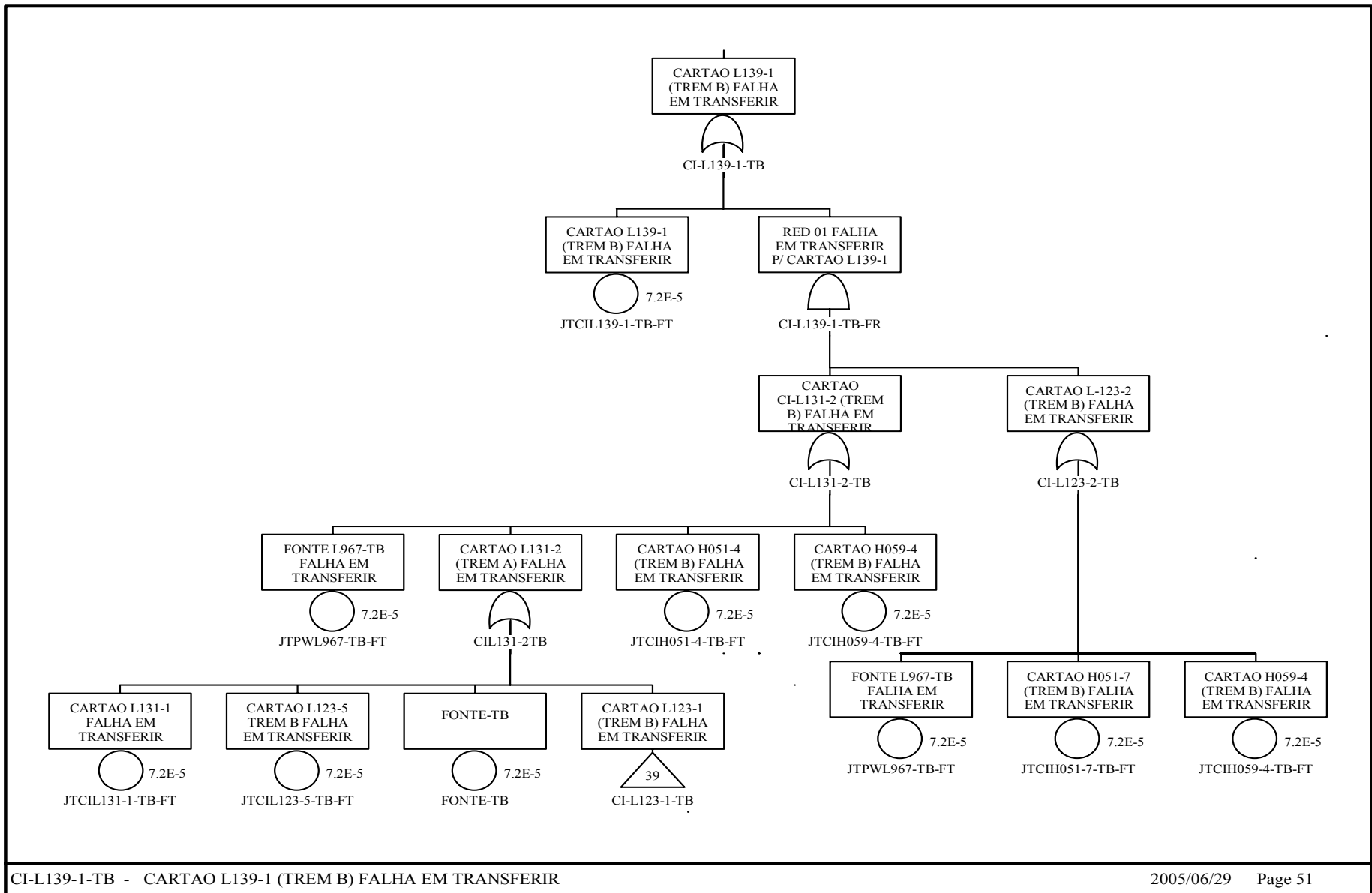


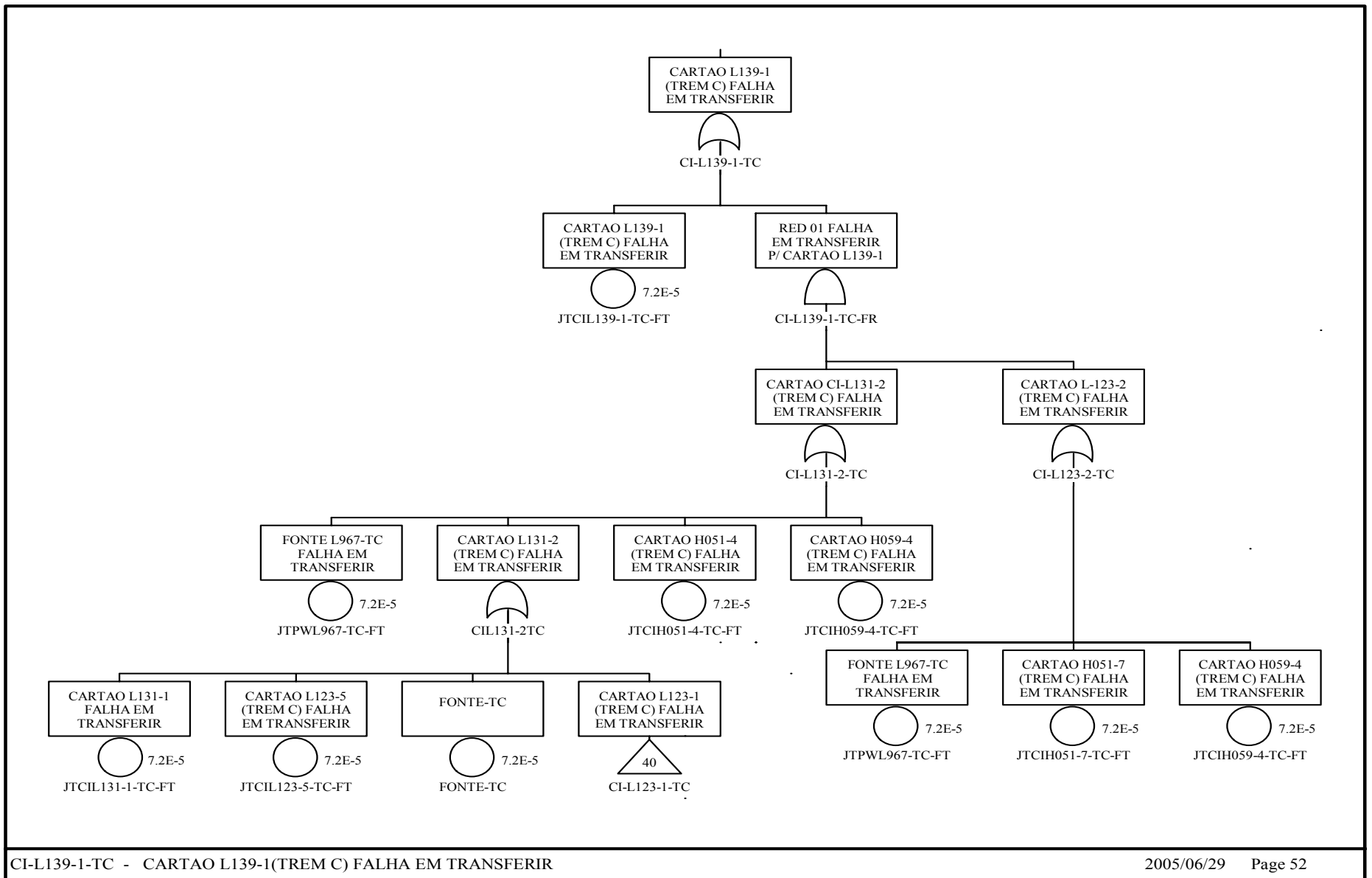


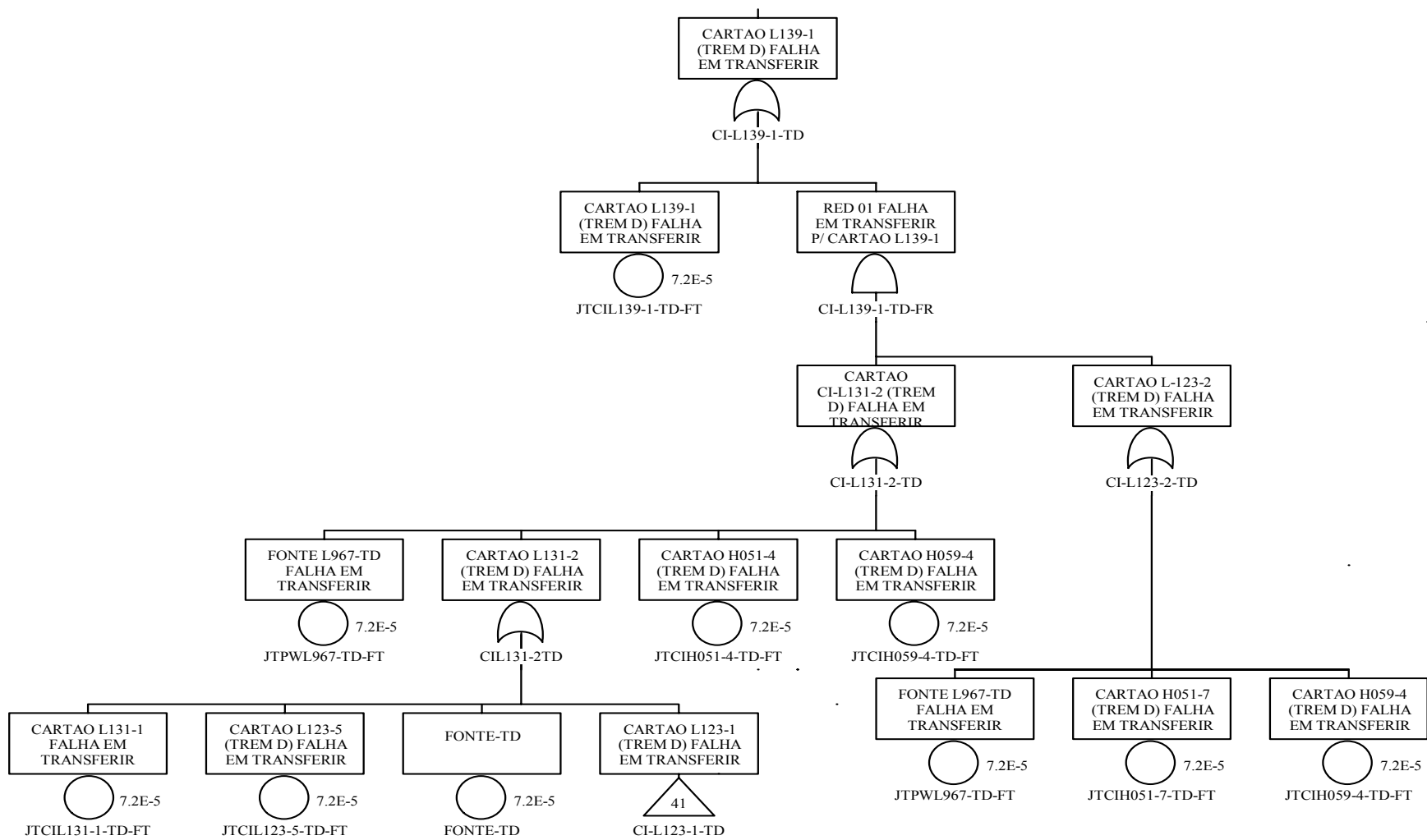


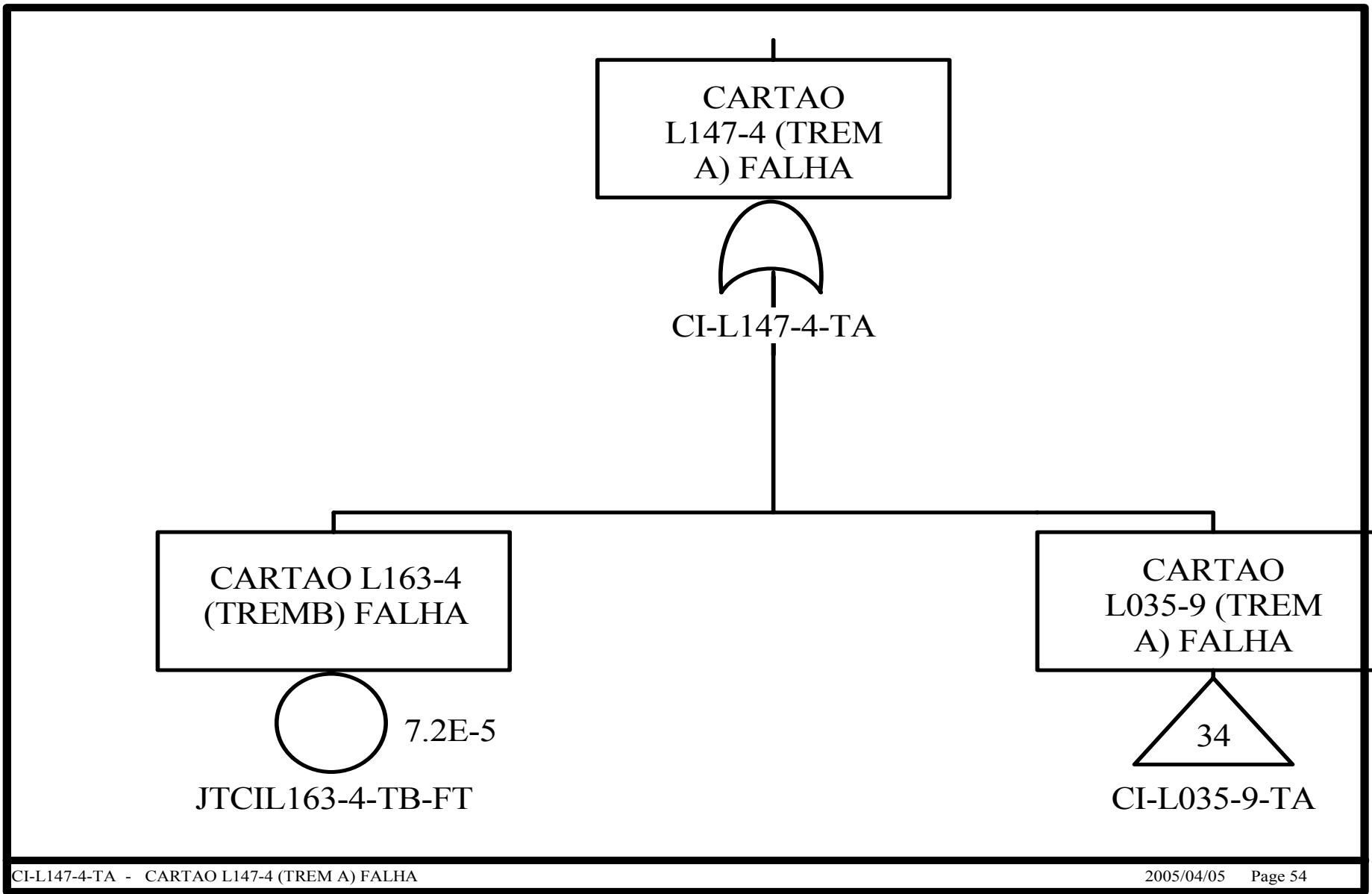
CI-L139-1-TA - CARTAO L139-1(TREM A) FALHA EM TRANSFERIR

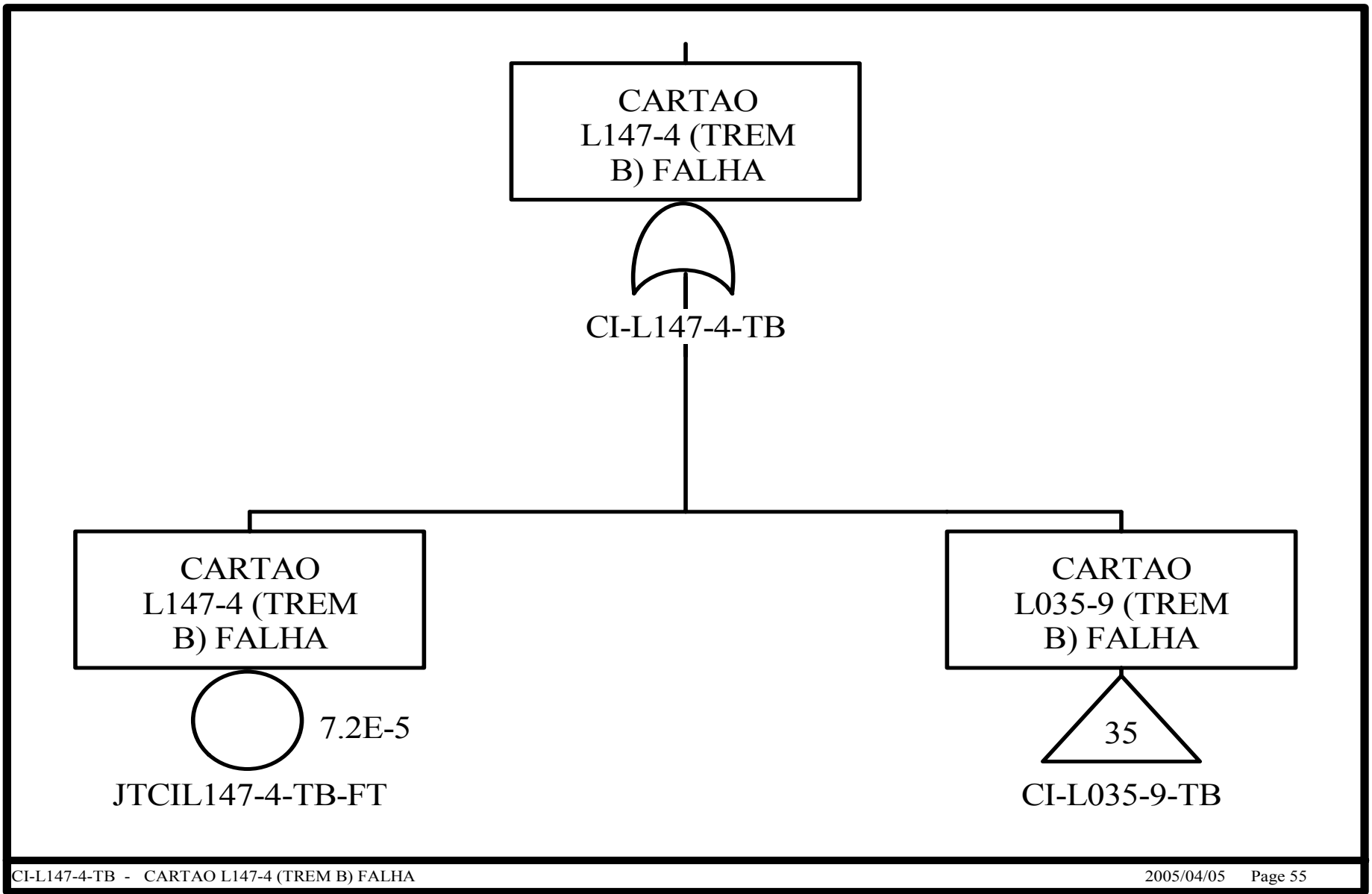


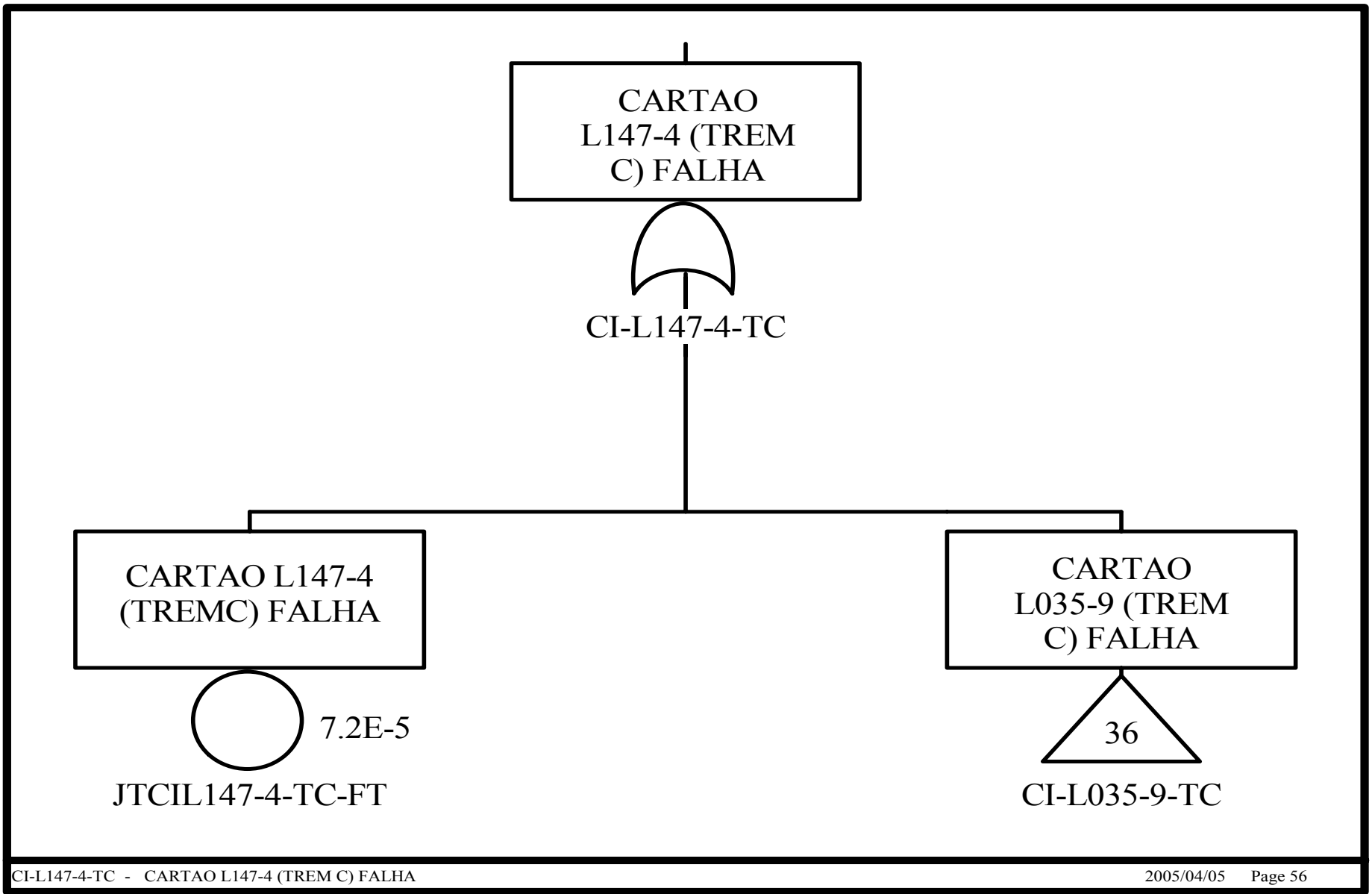


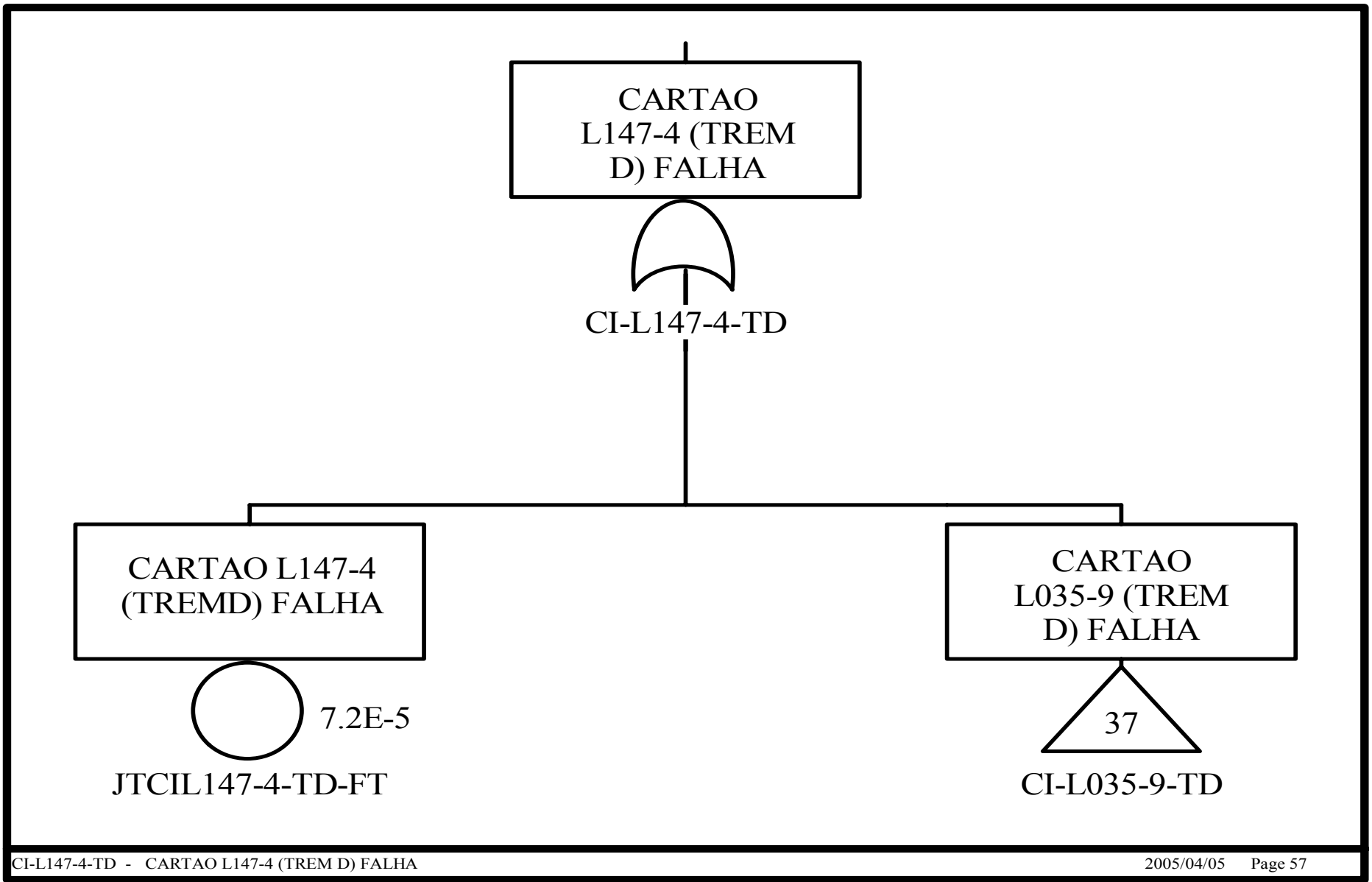


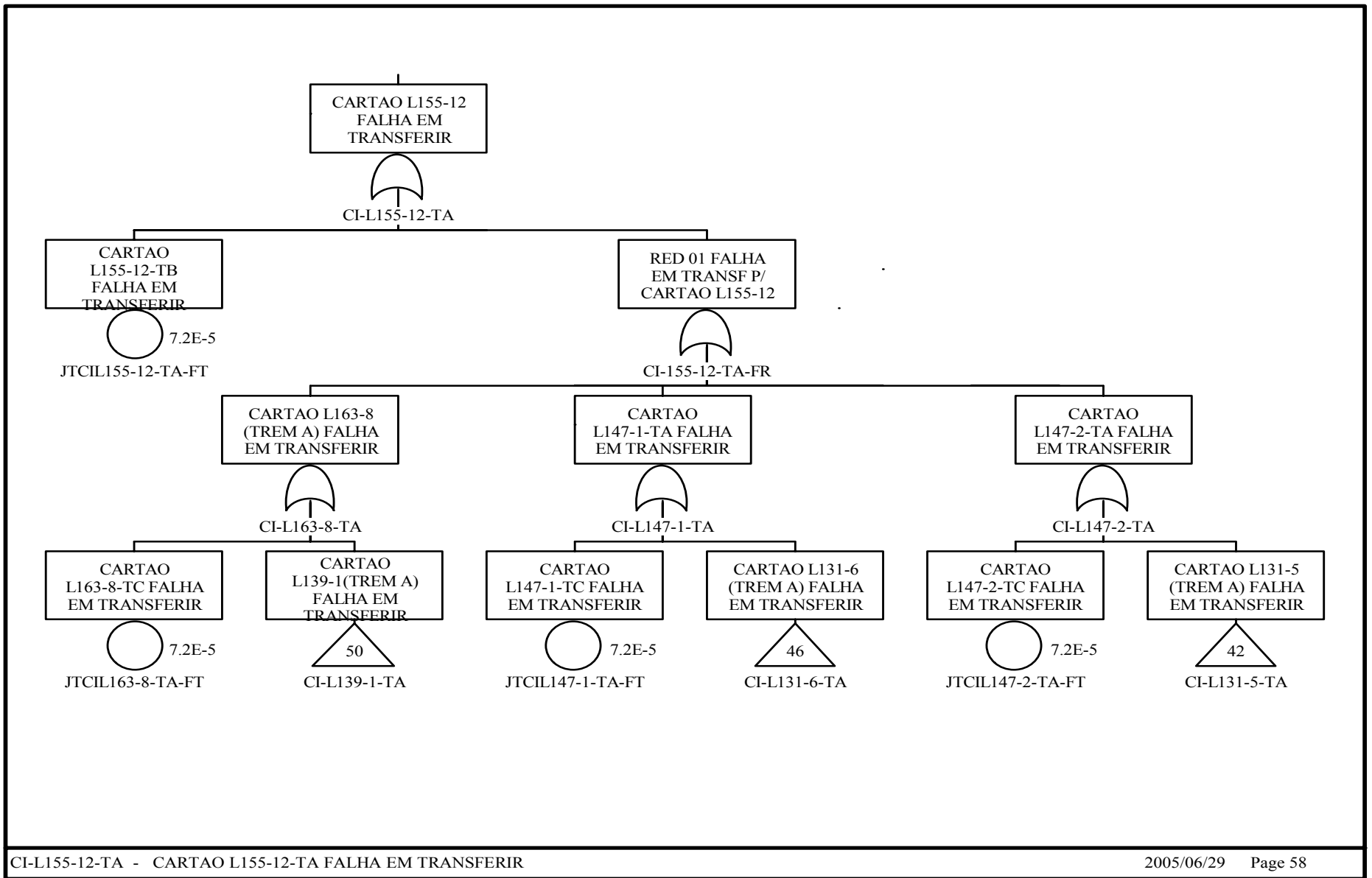




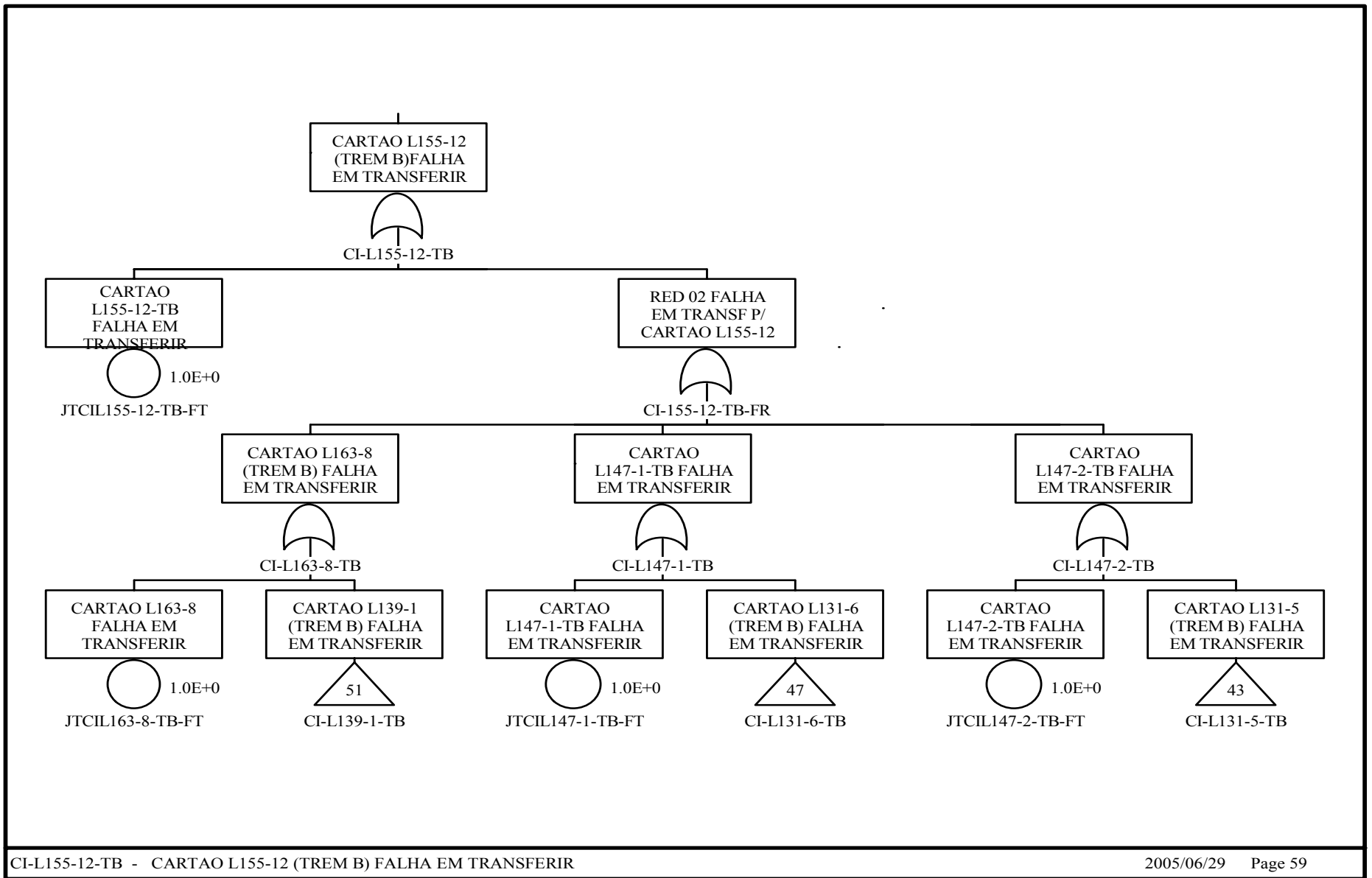


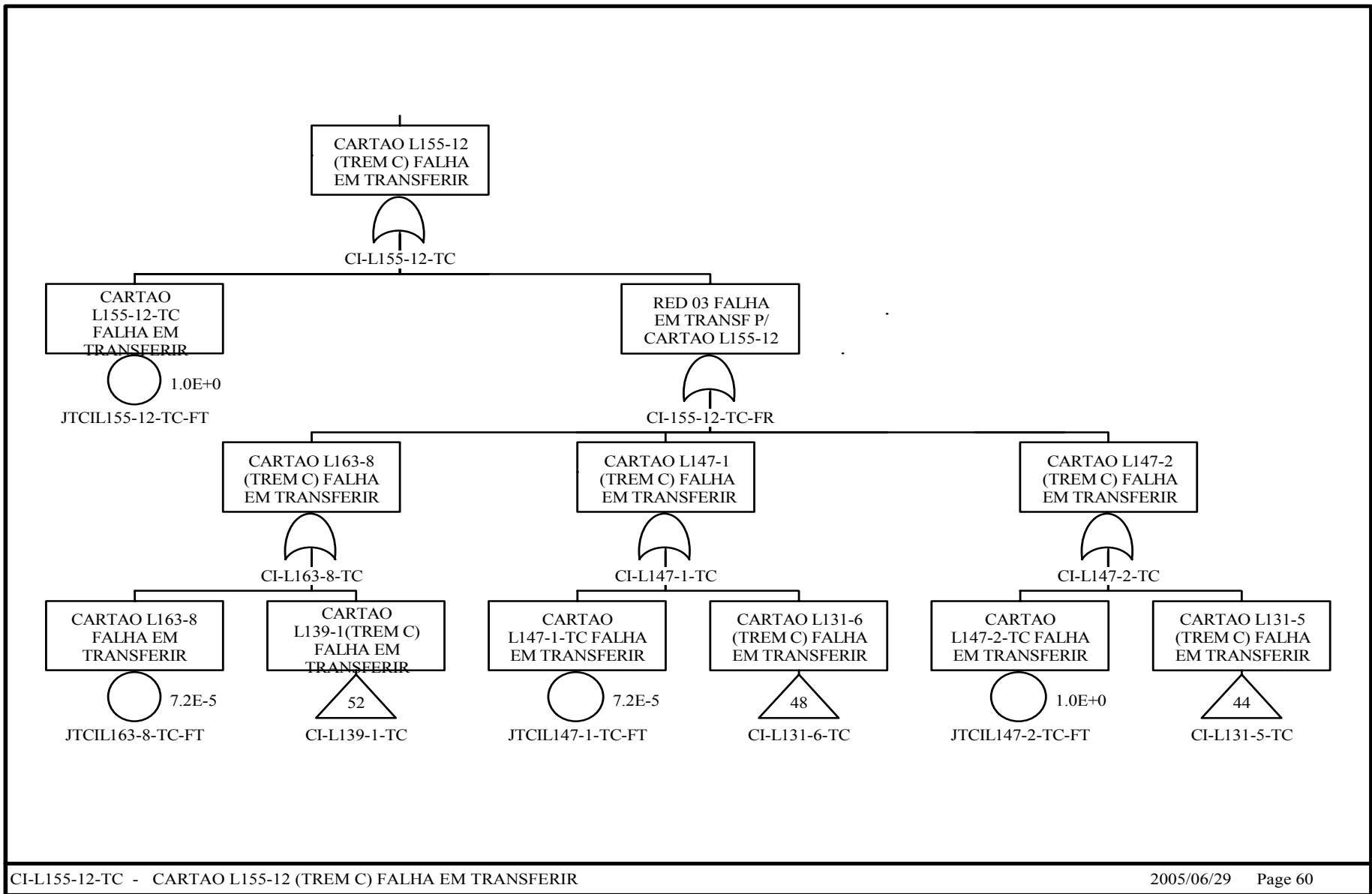


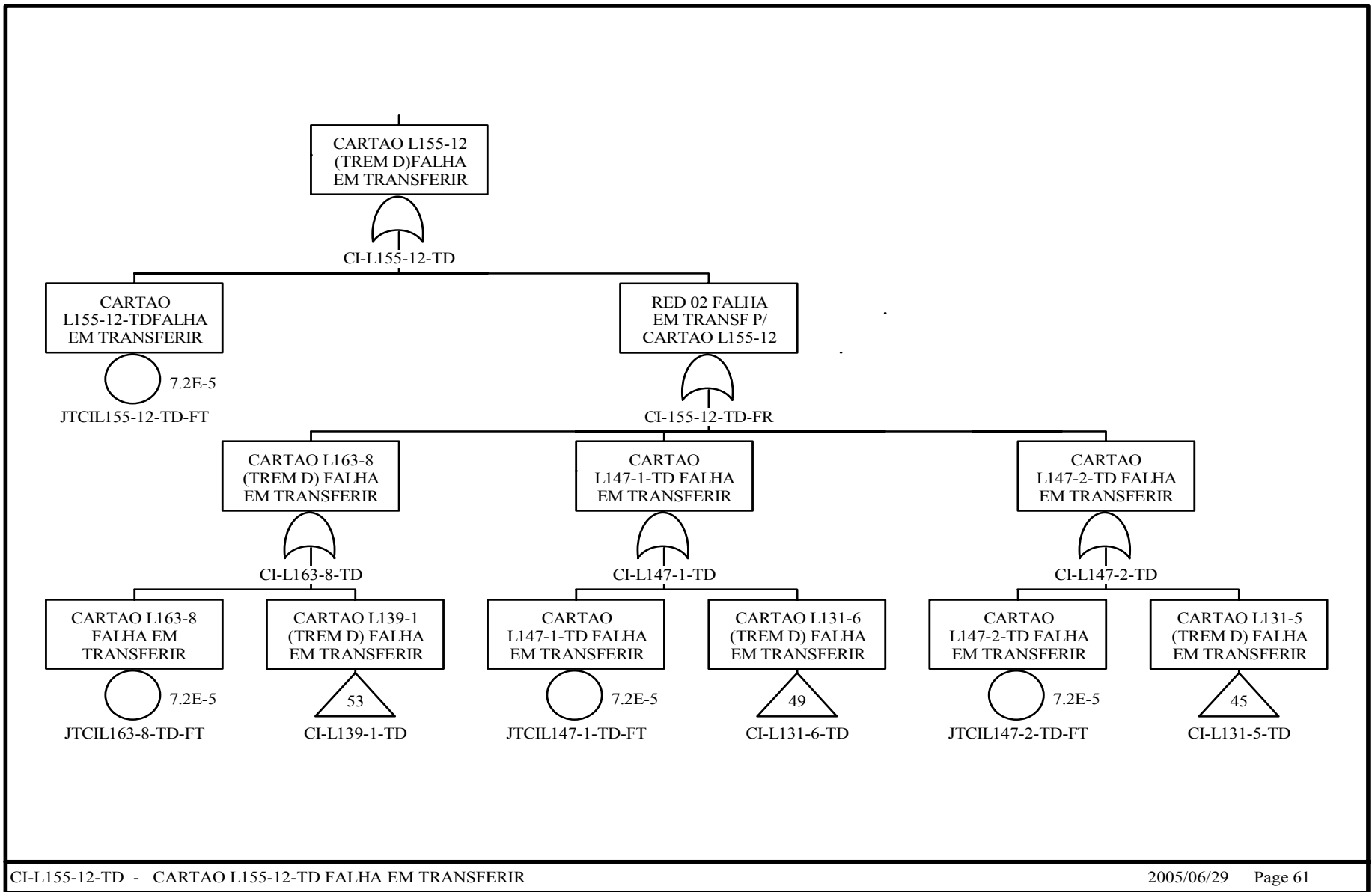


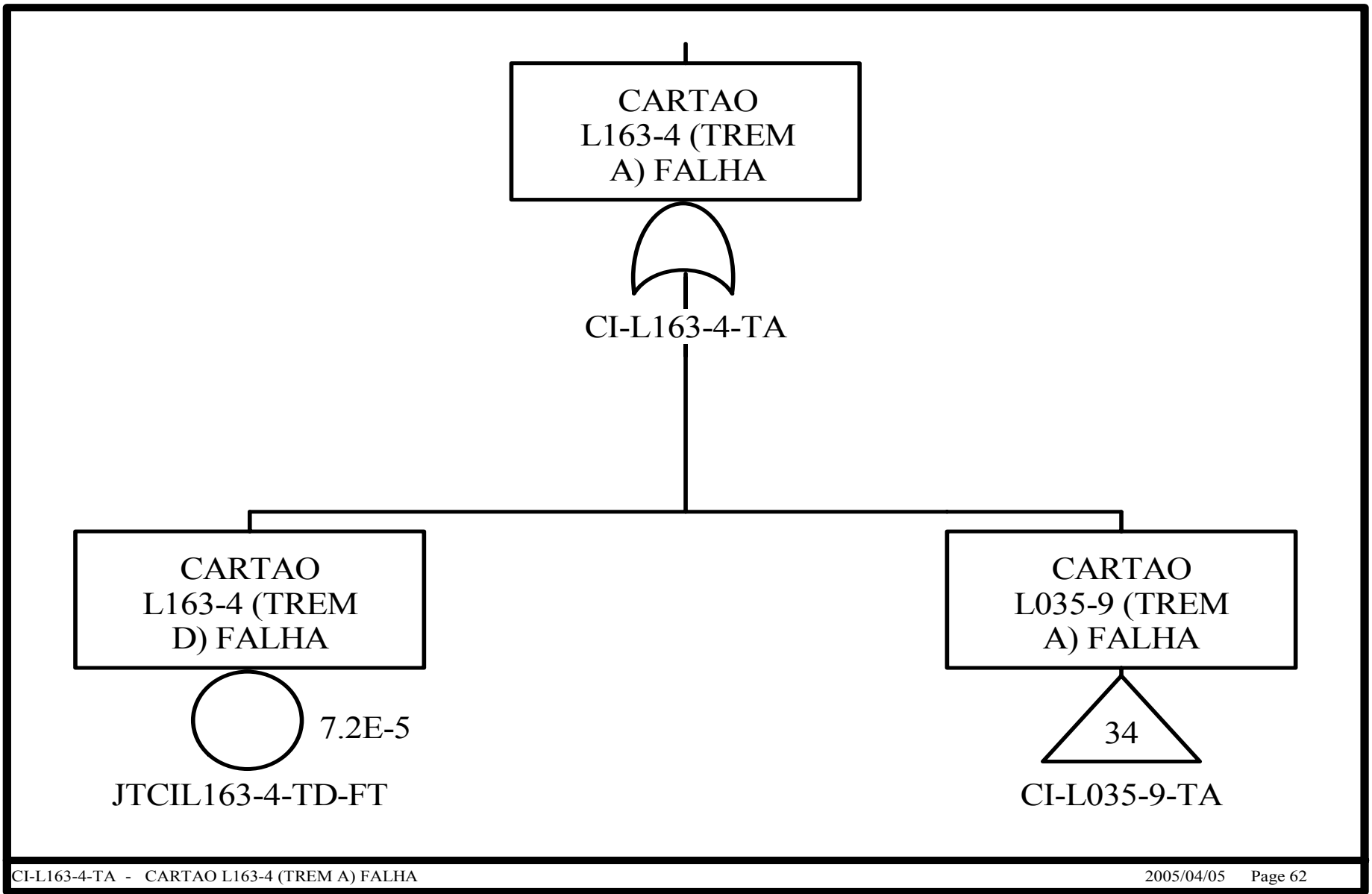


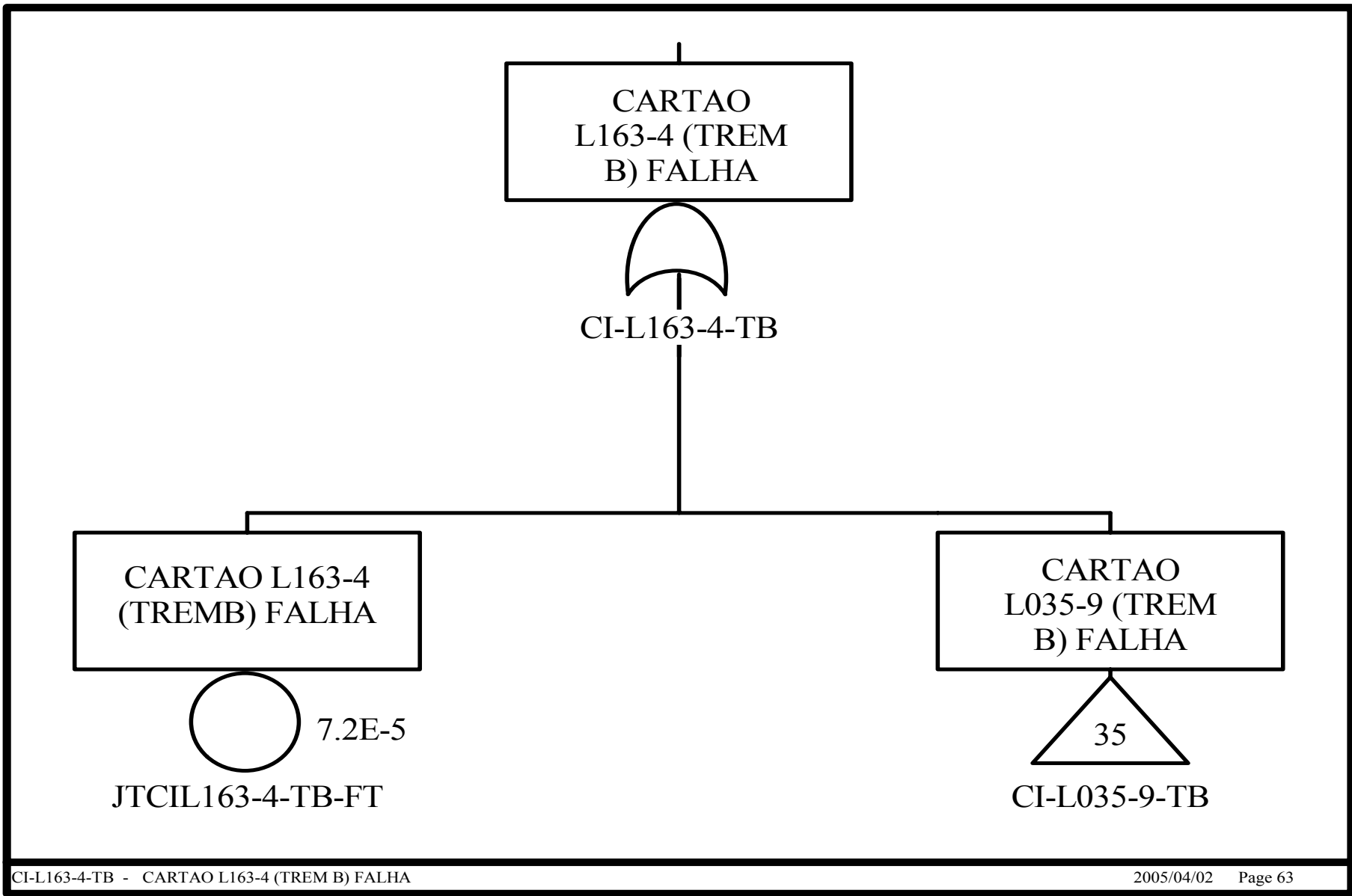


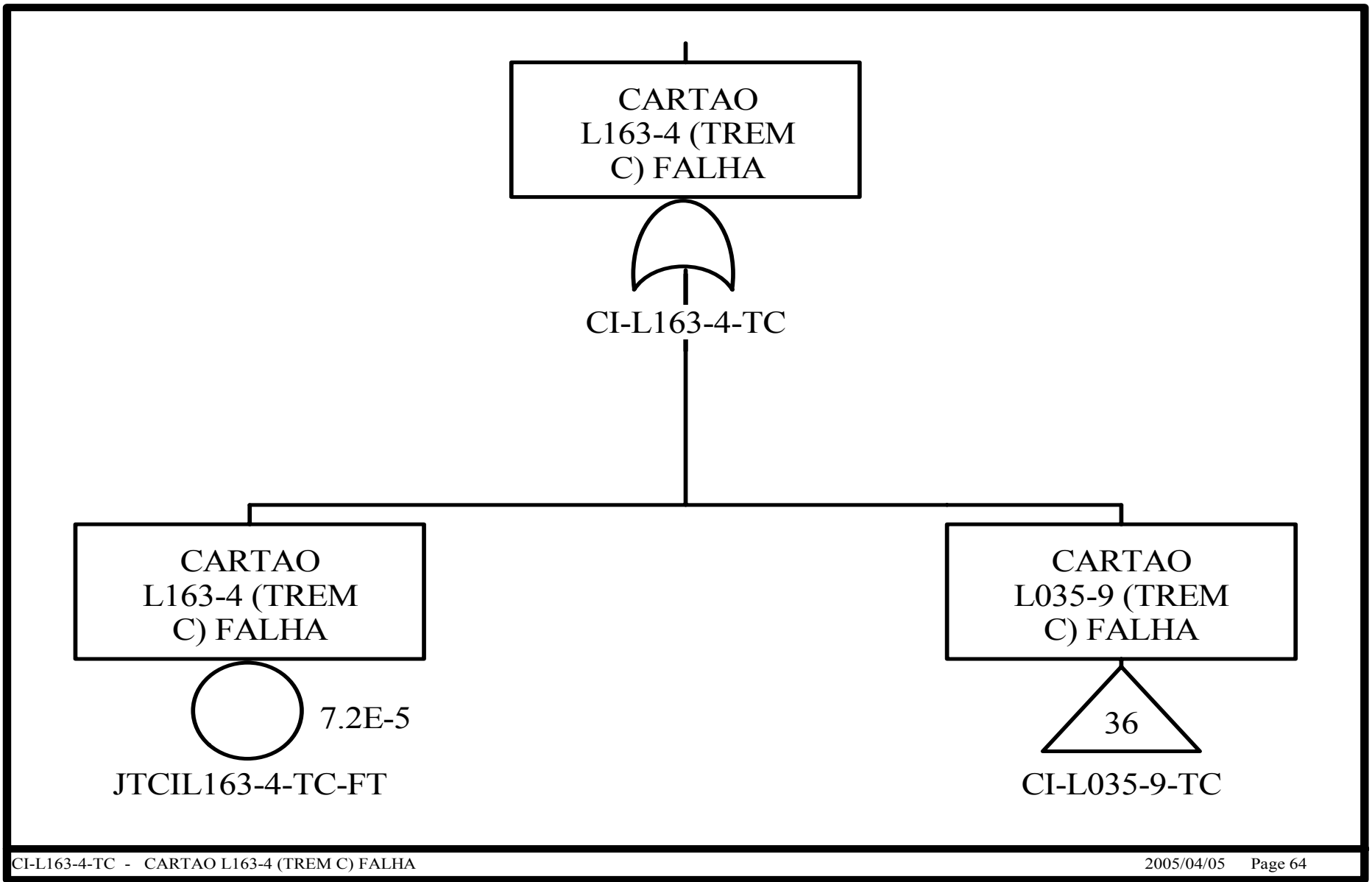


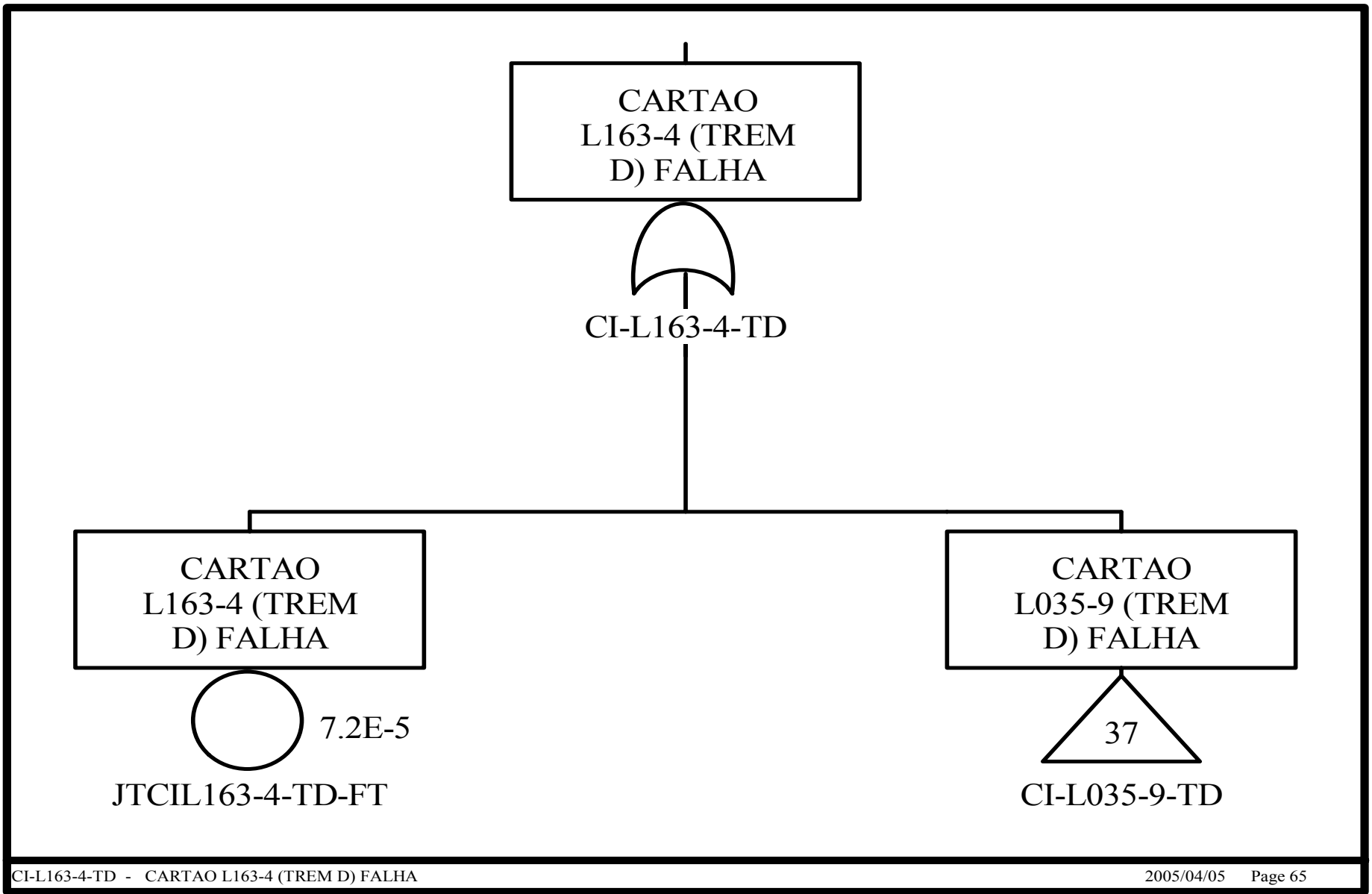


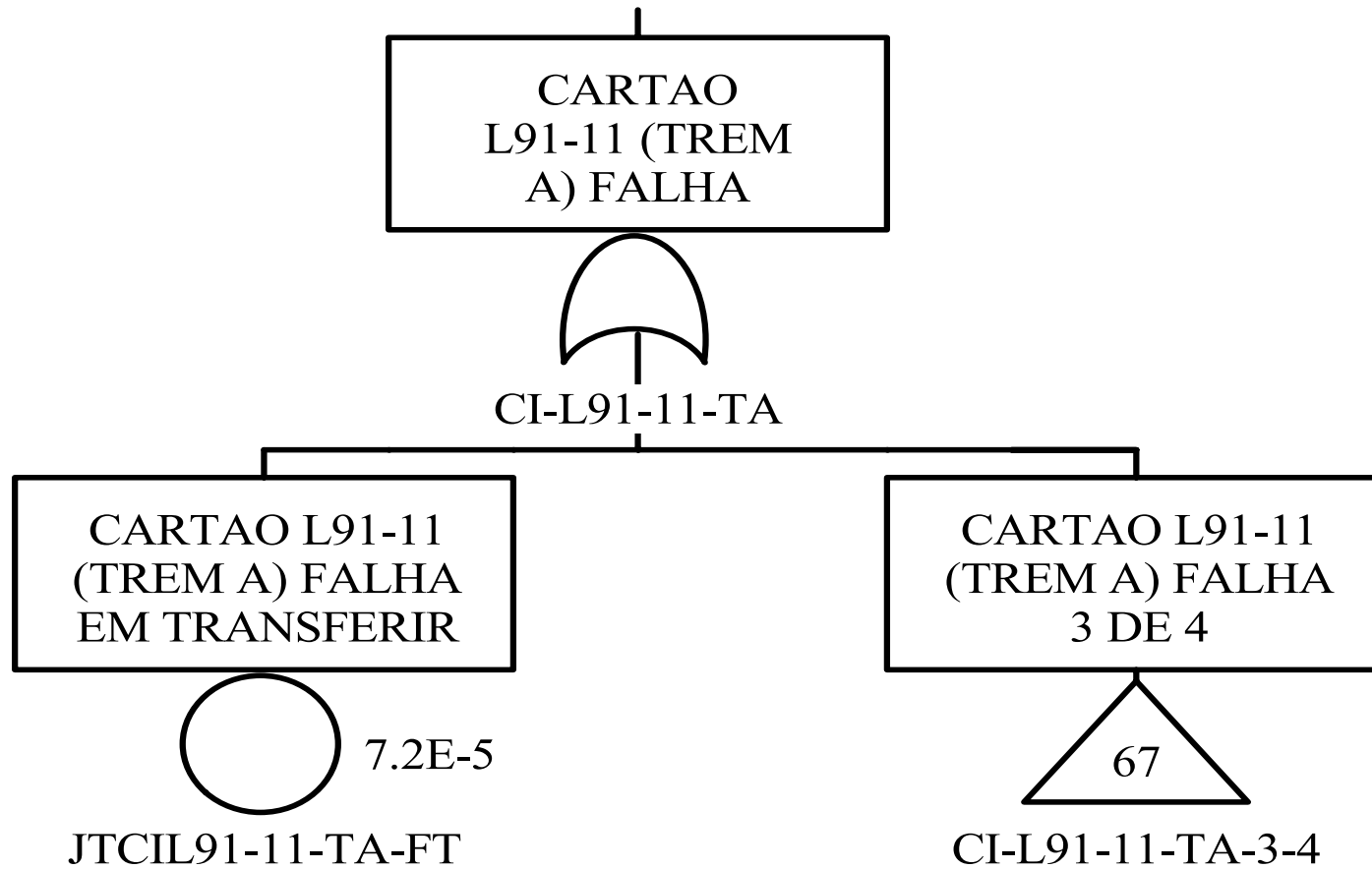




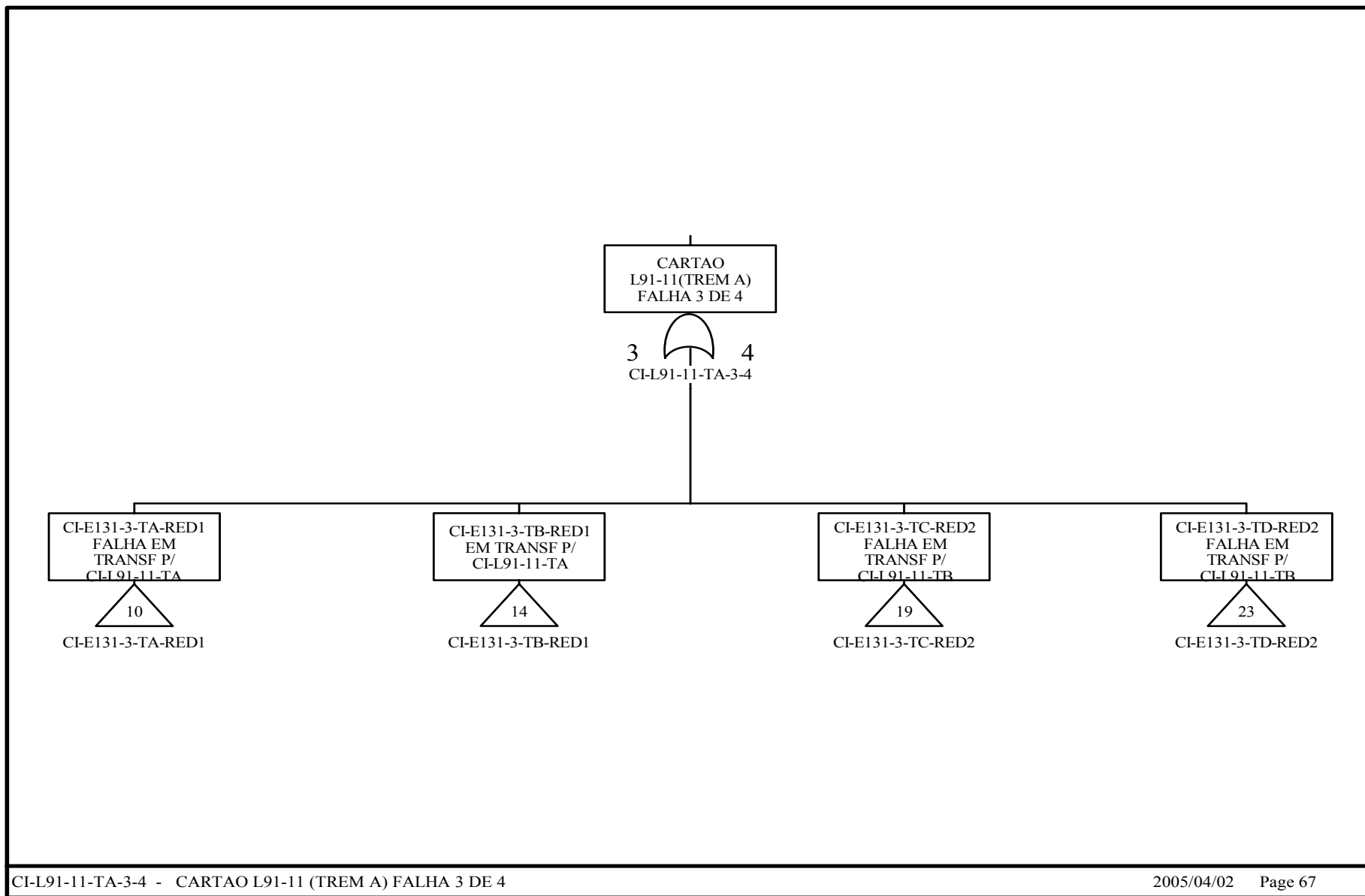


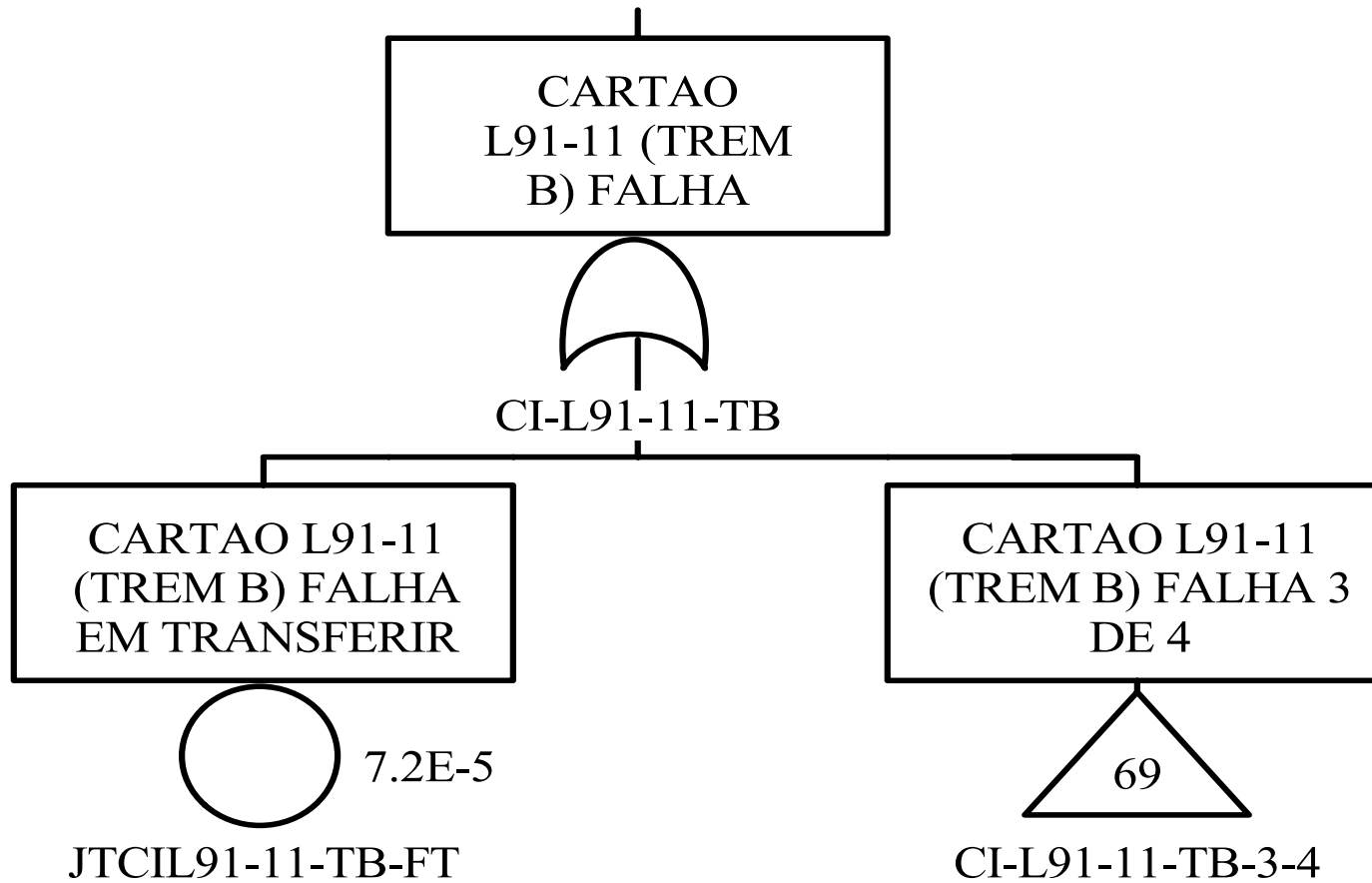


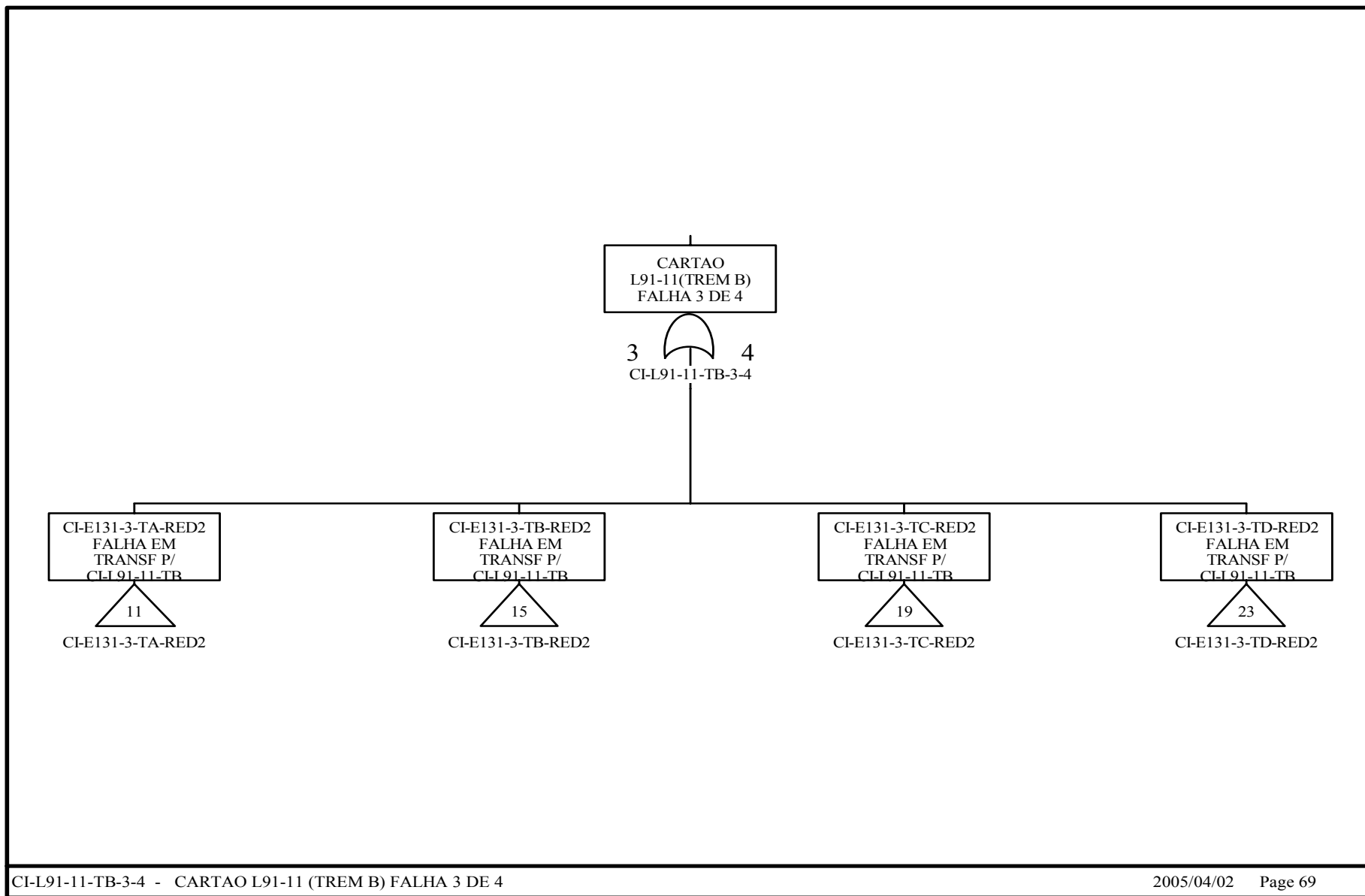


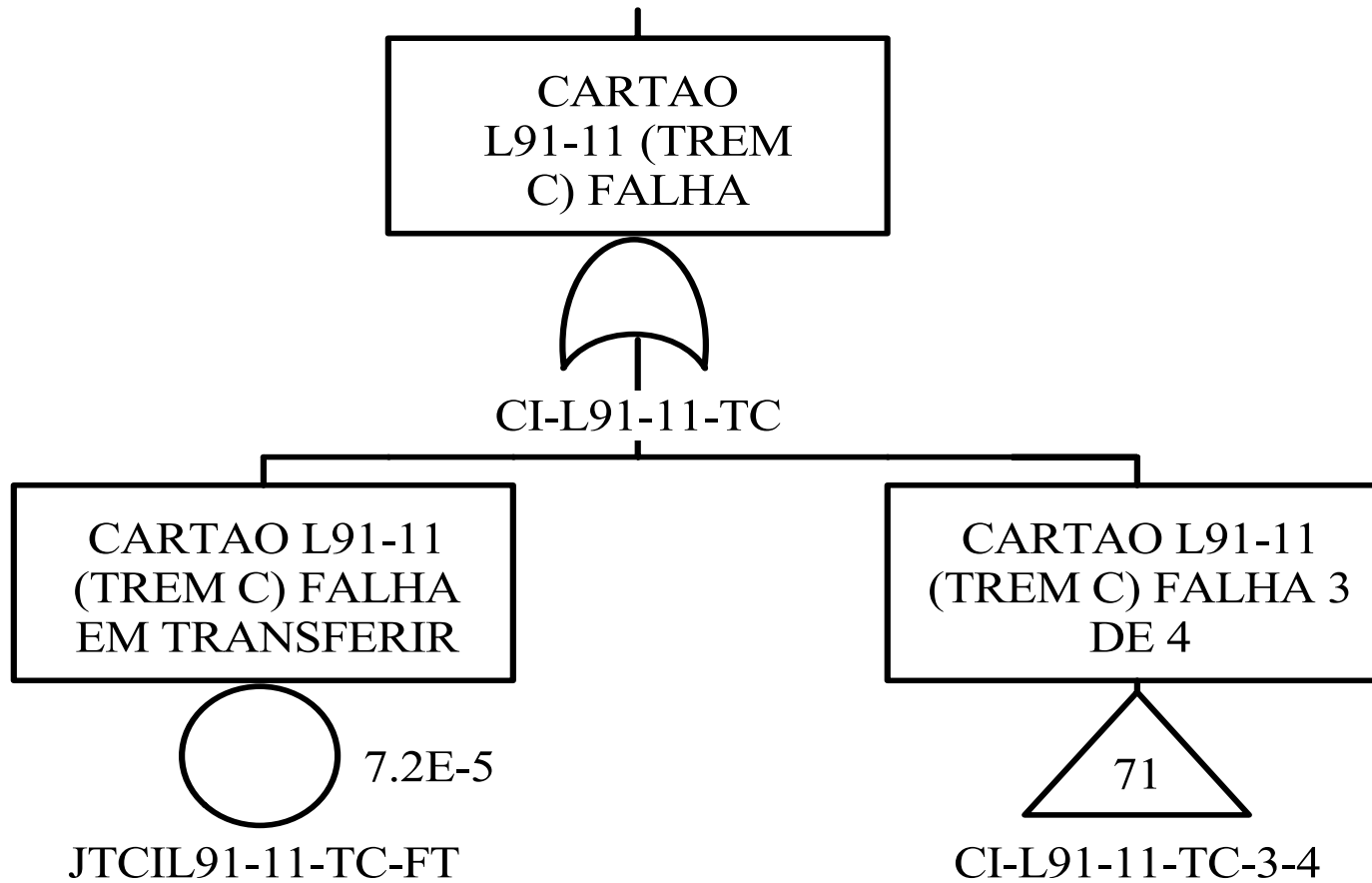


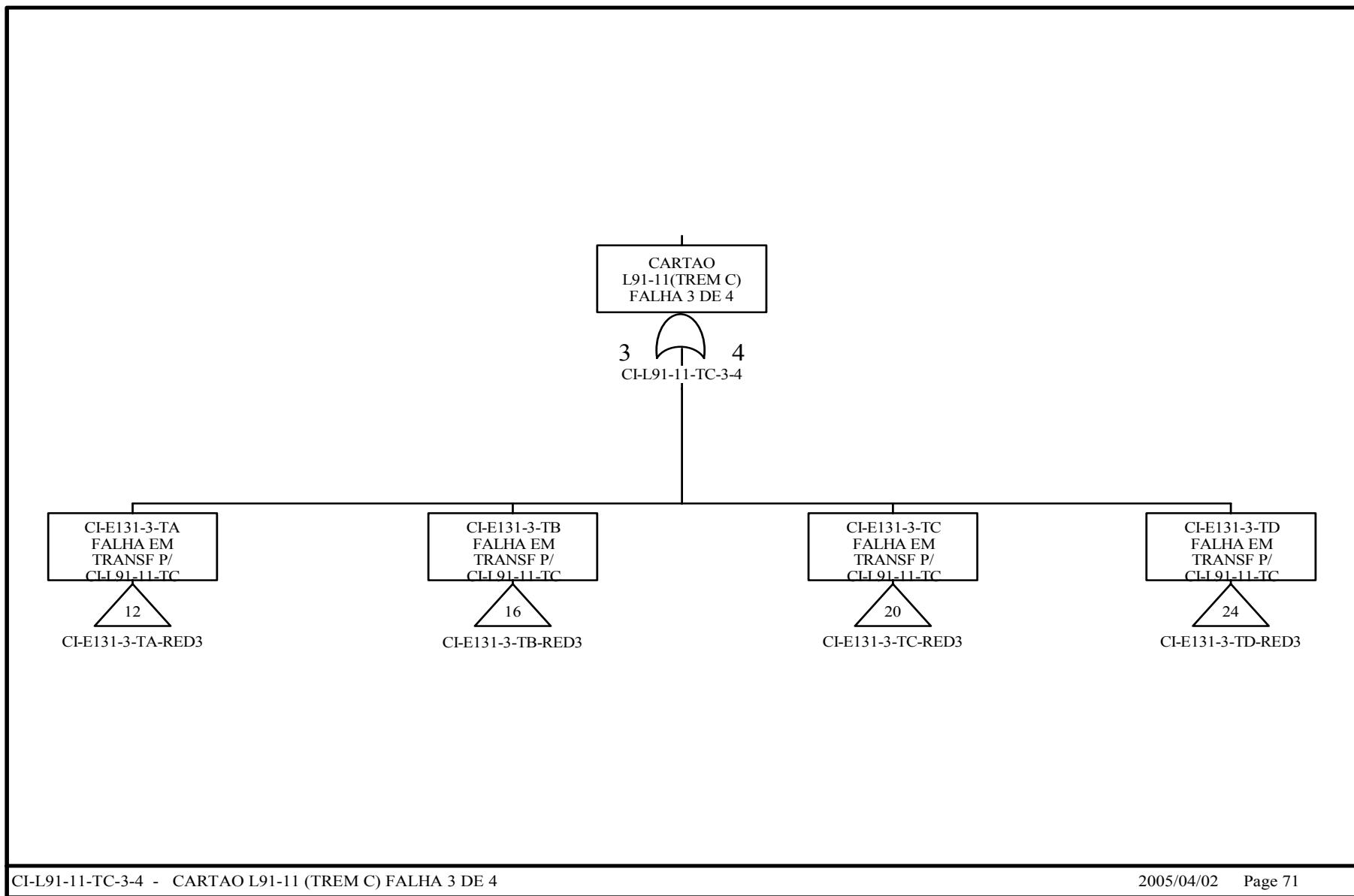


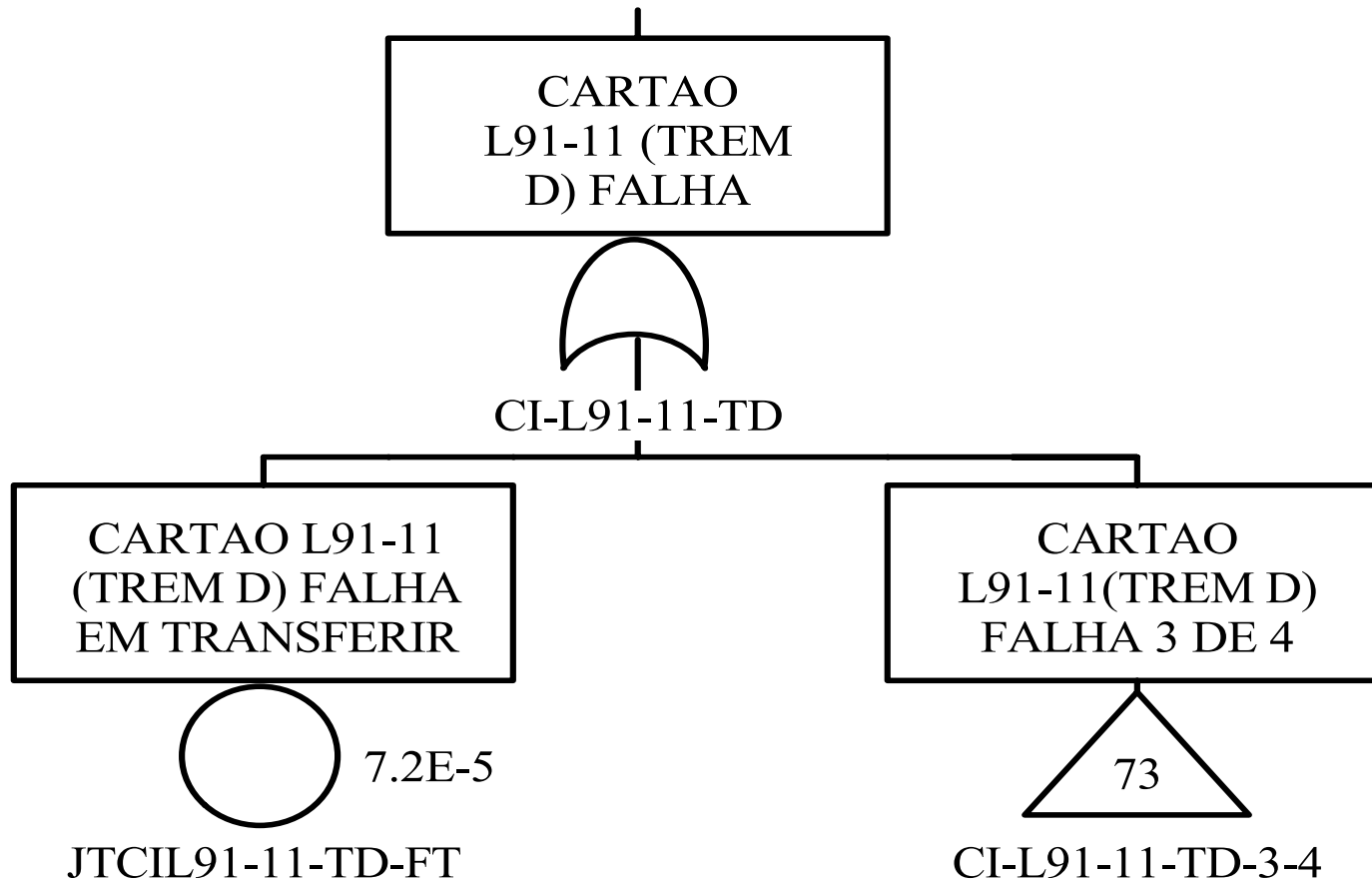


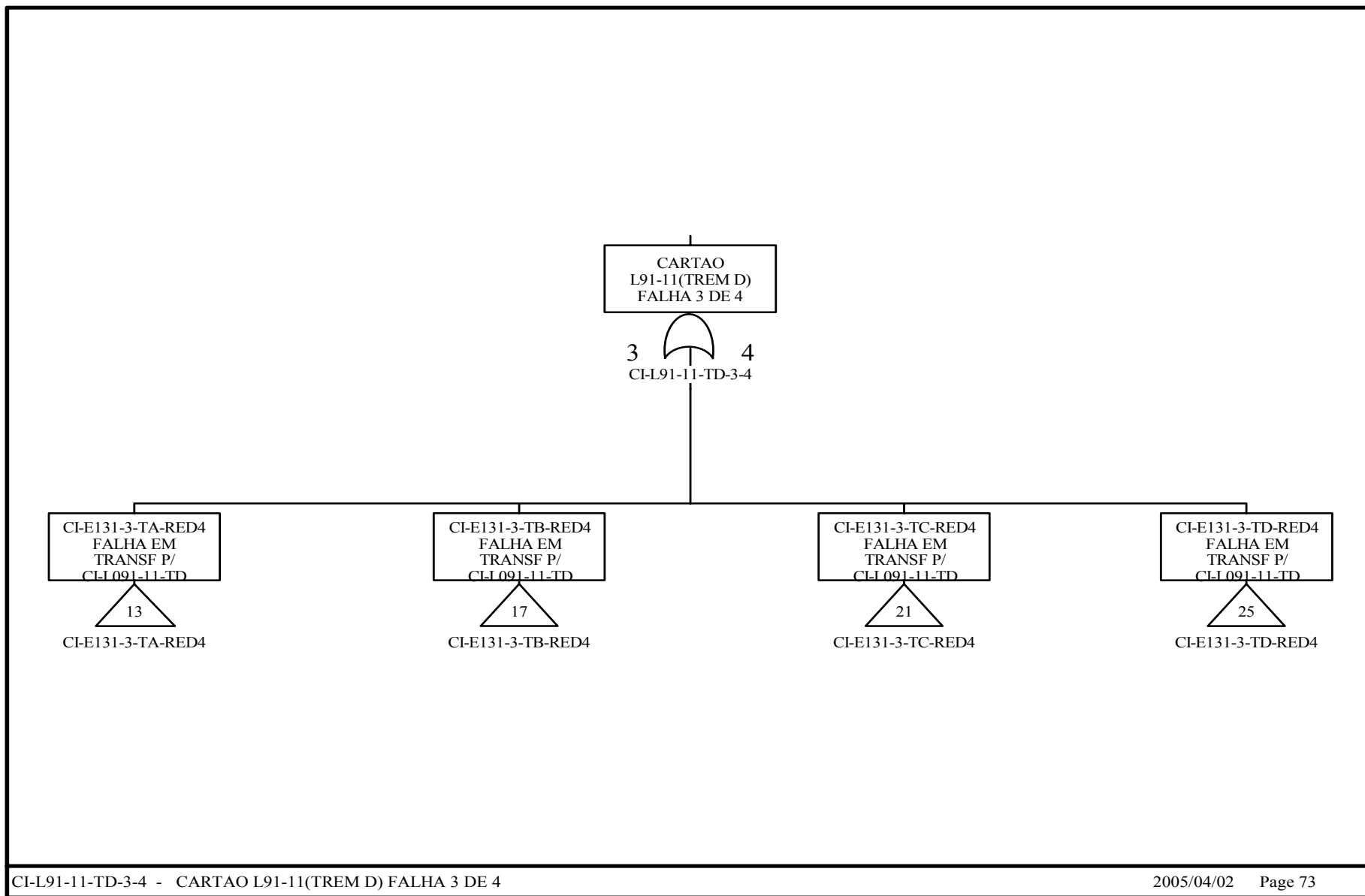


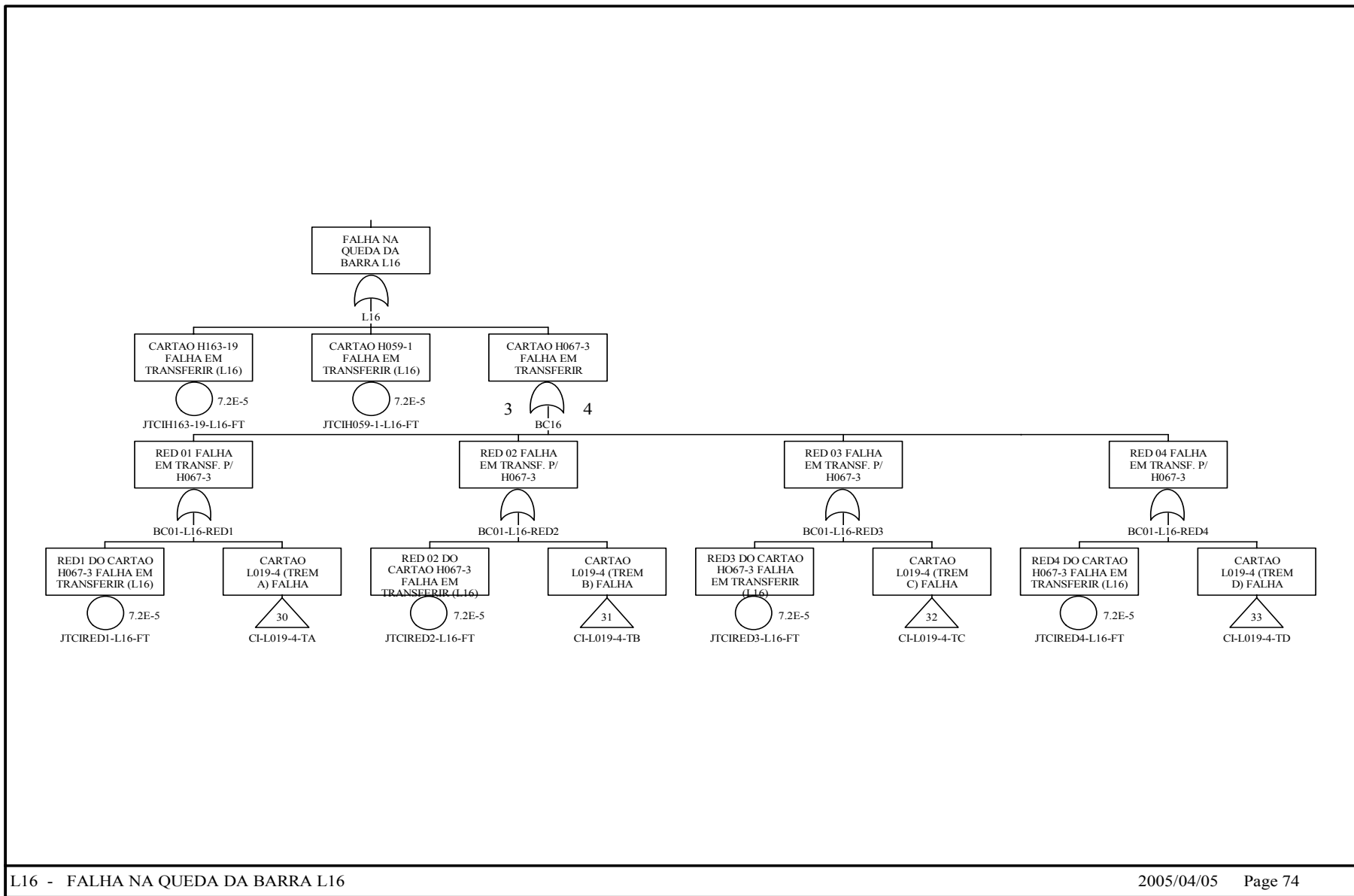




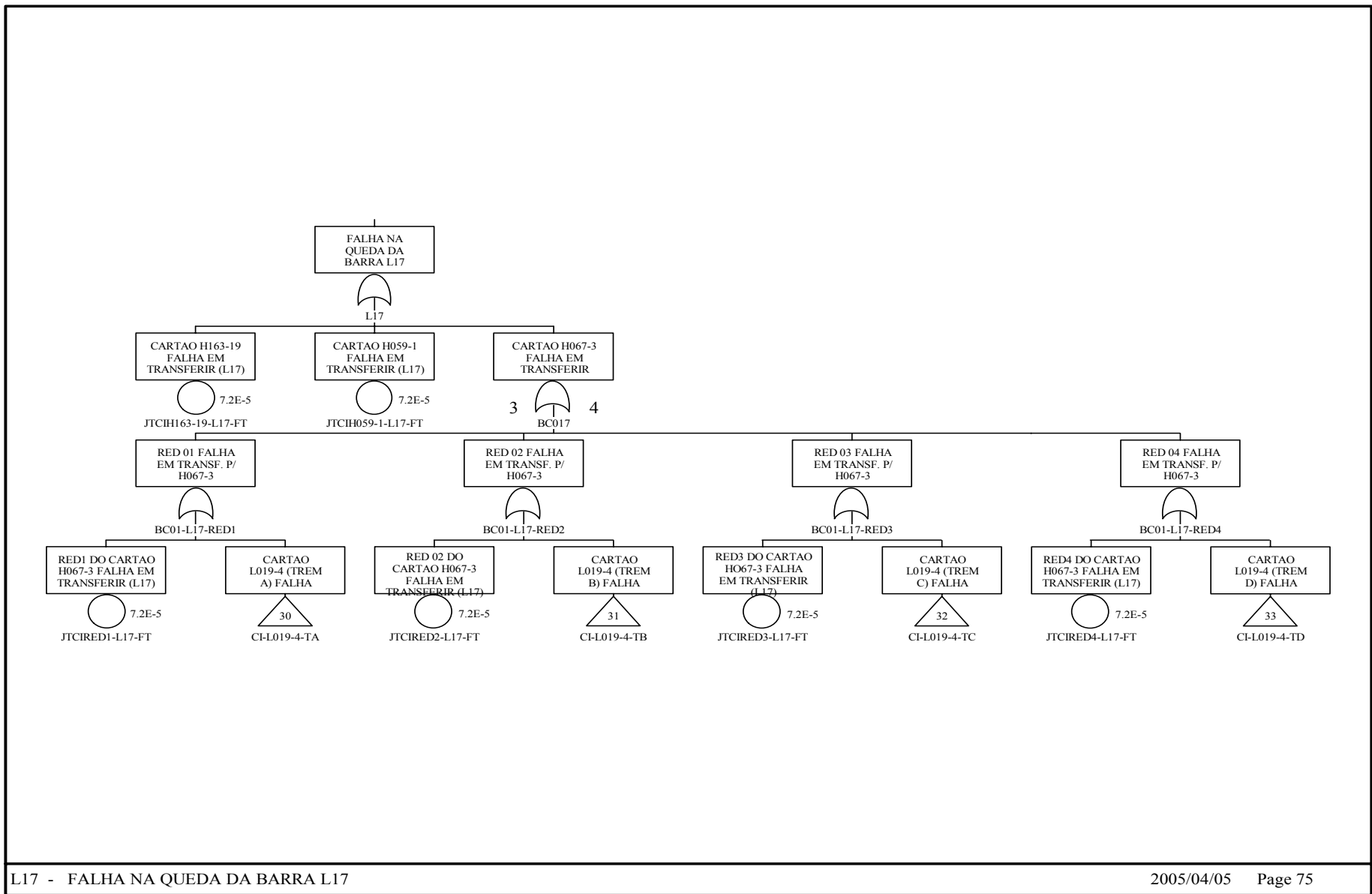


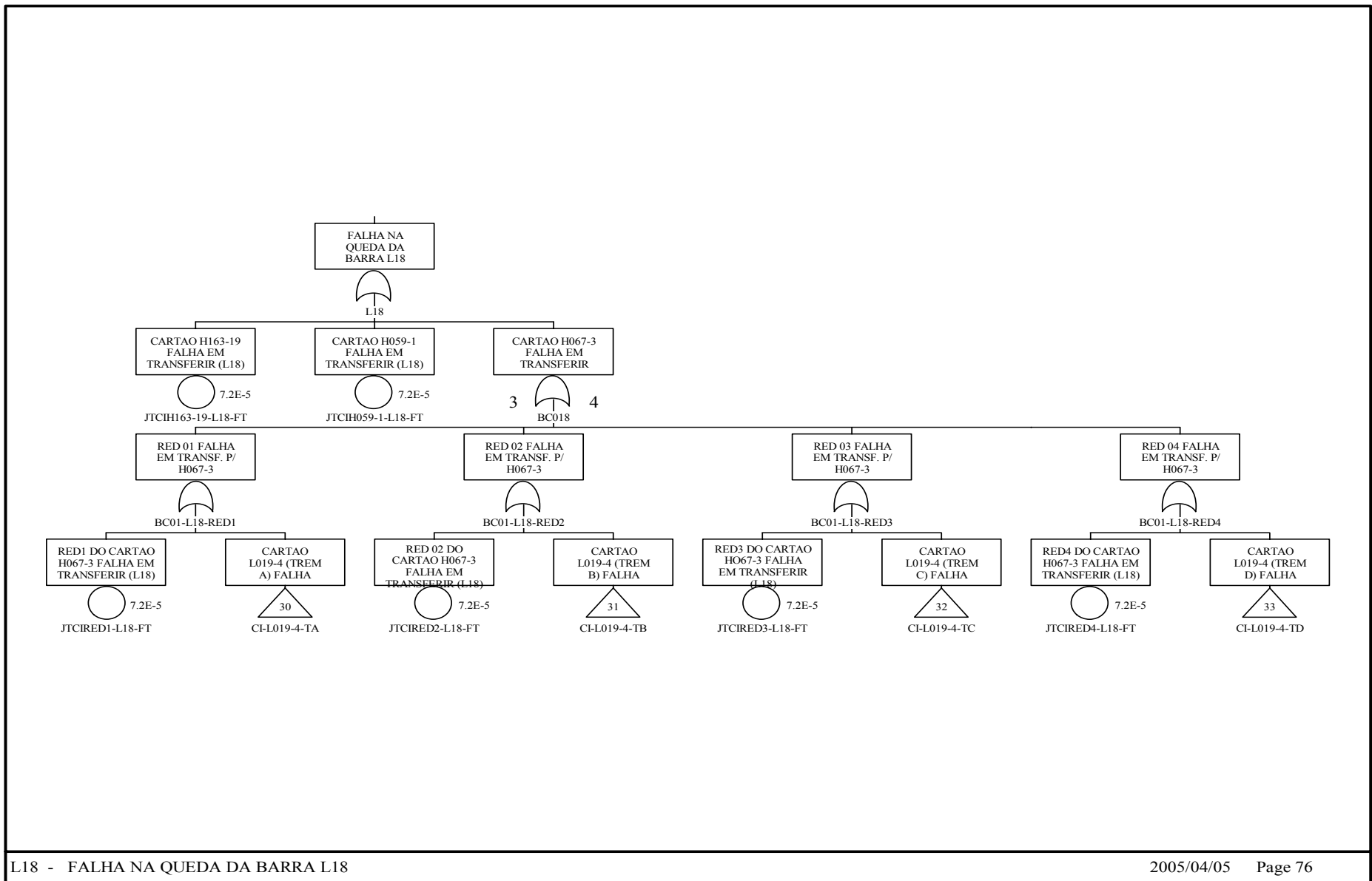


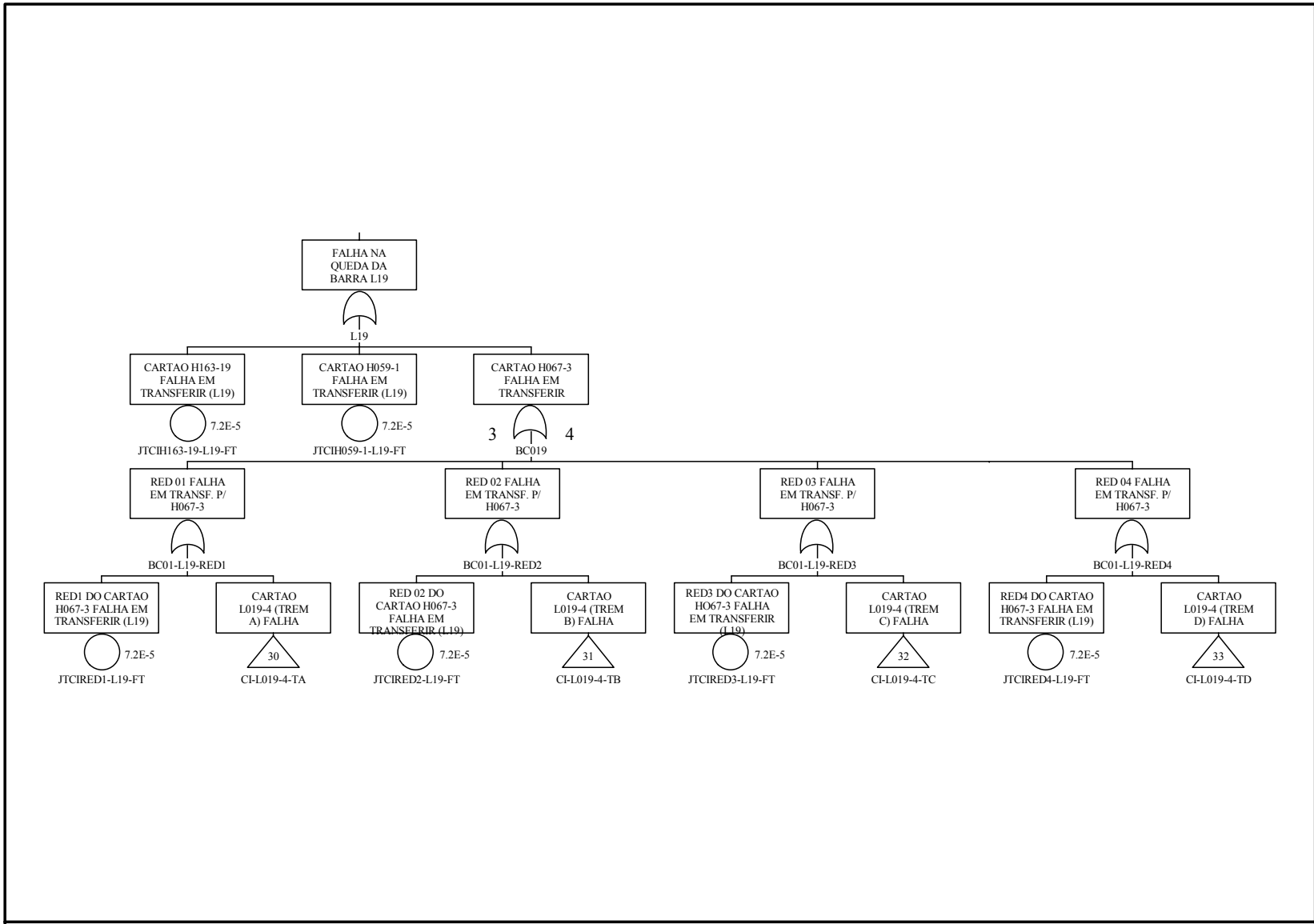


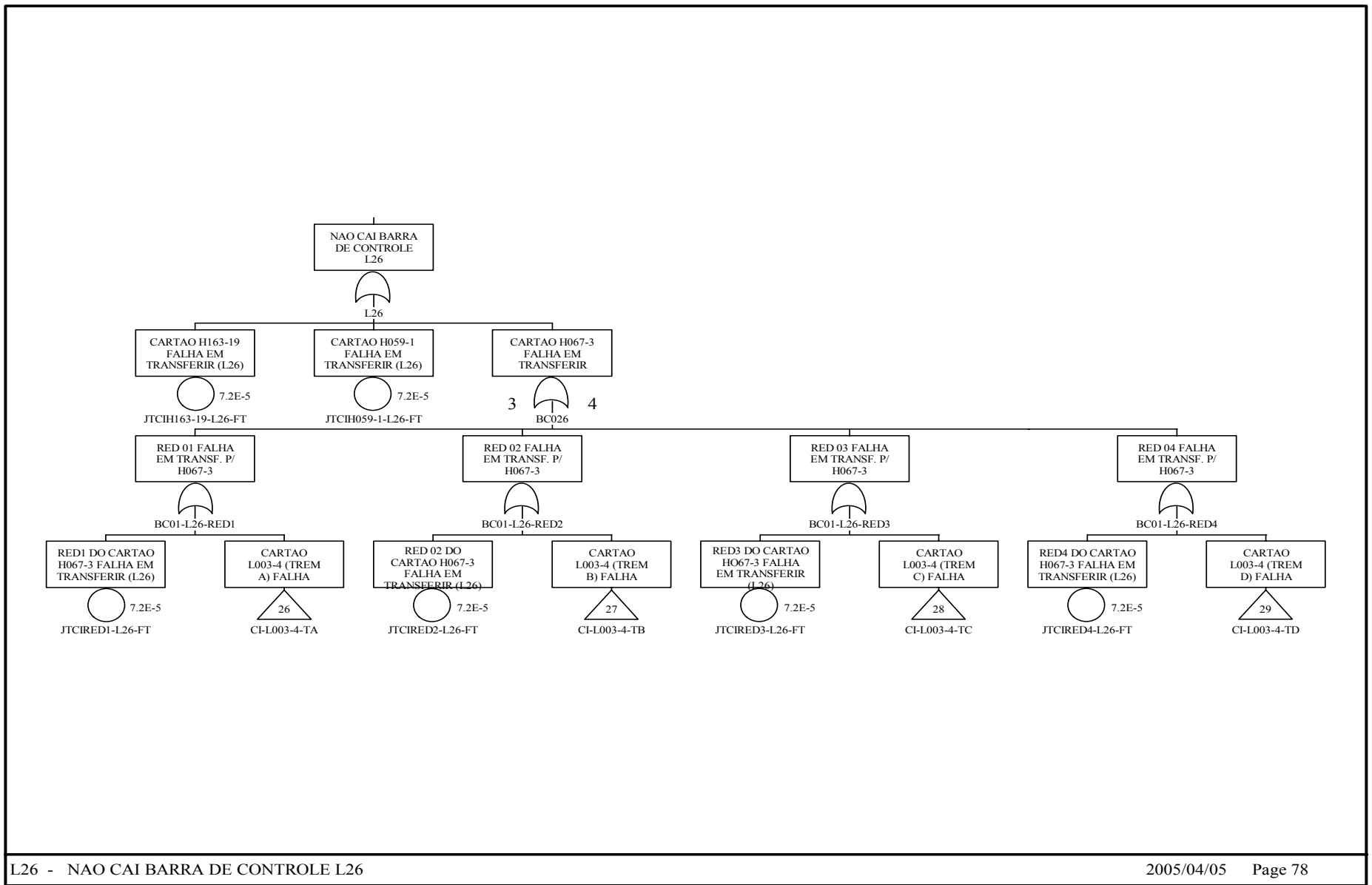


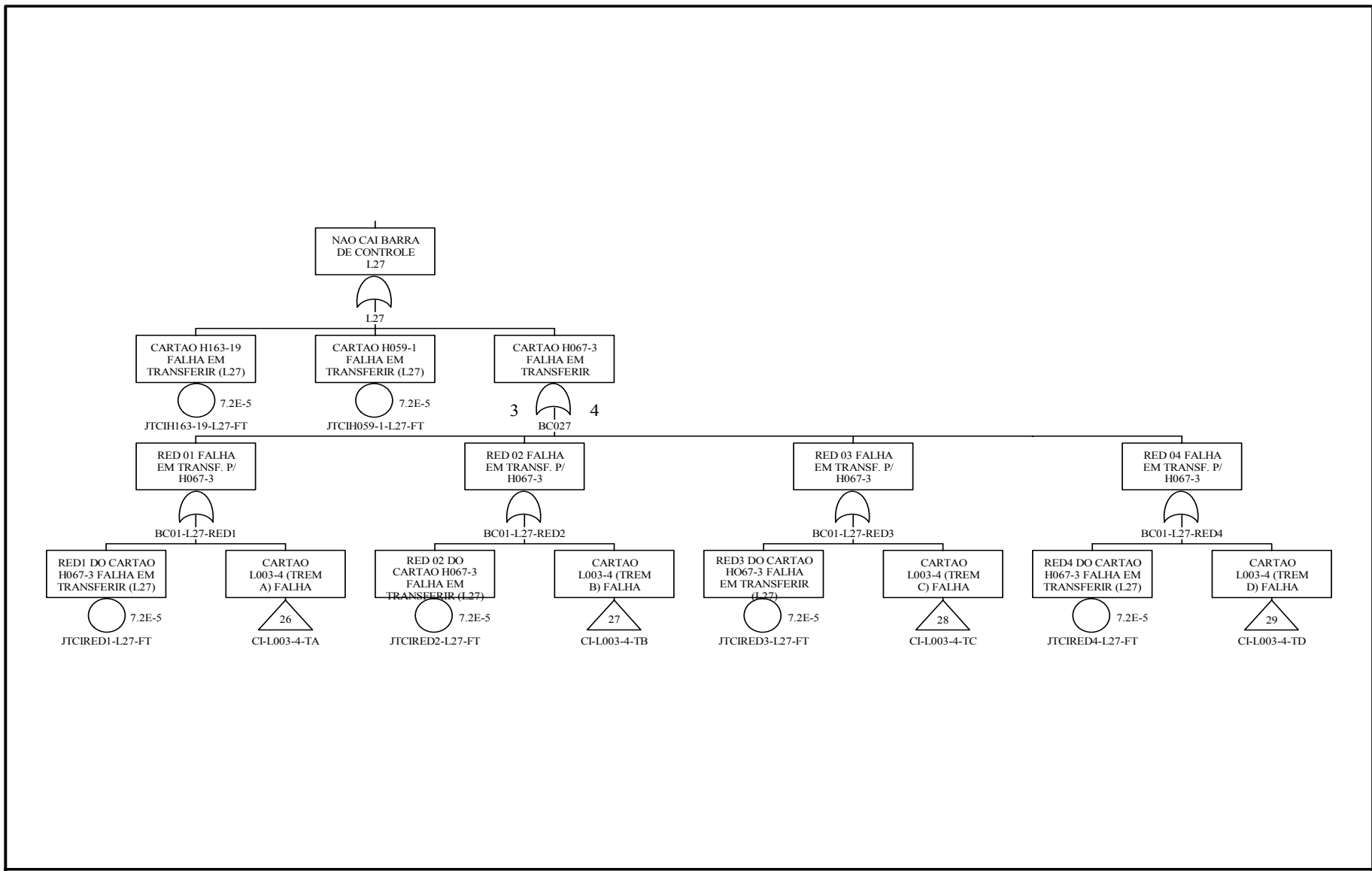


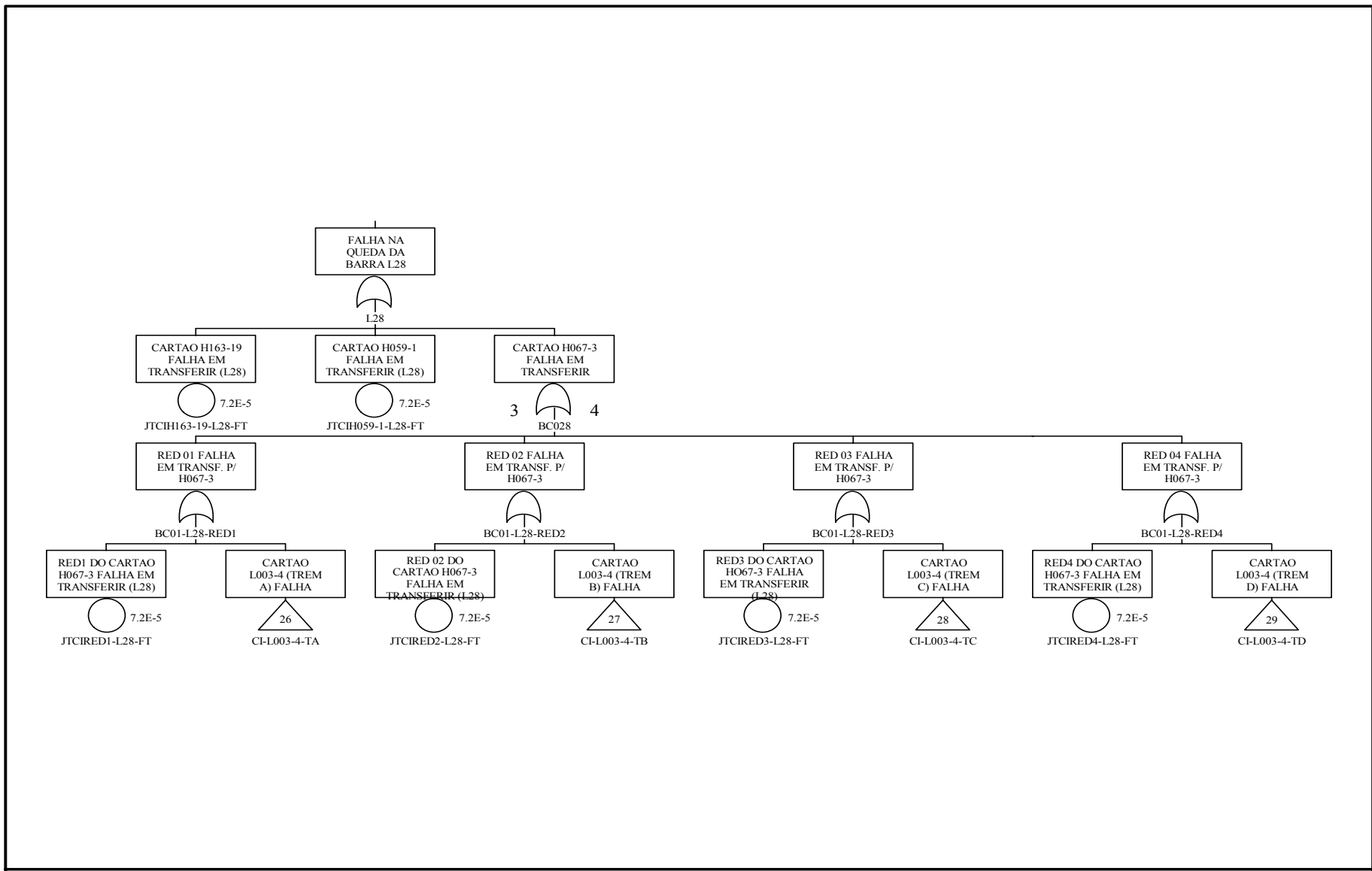


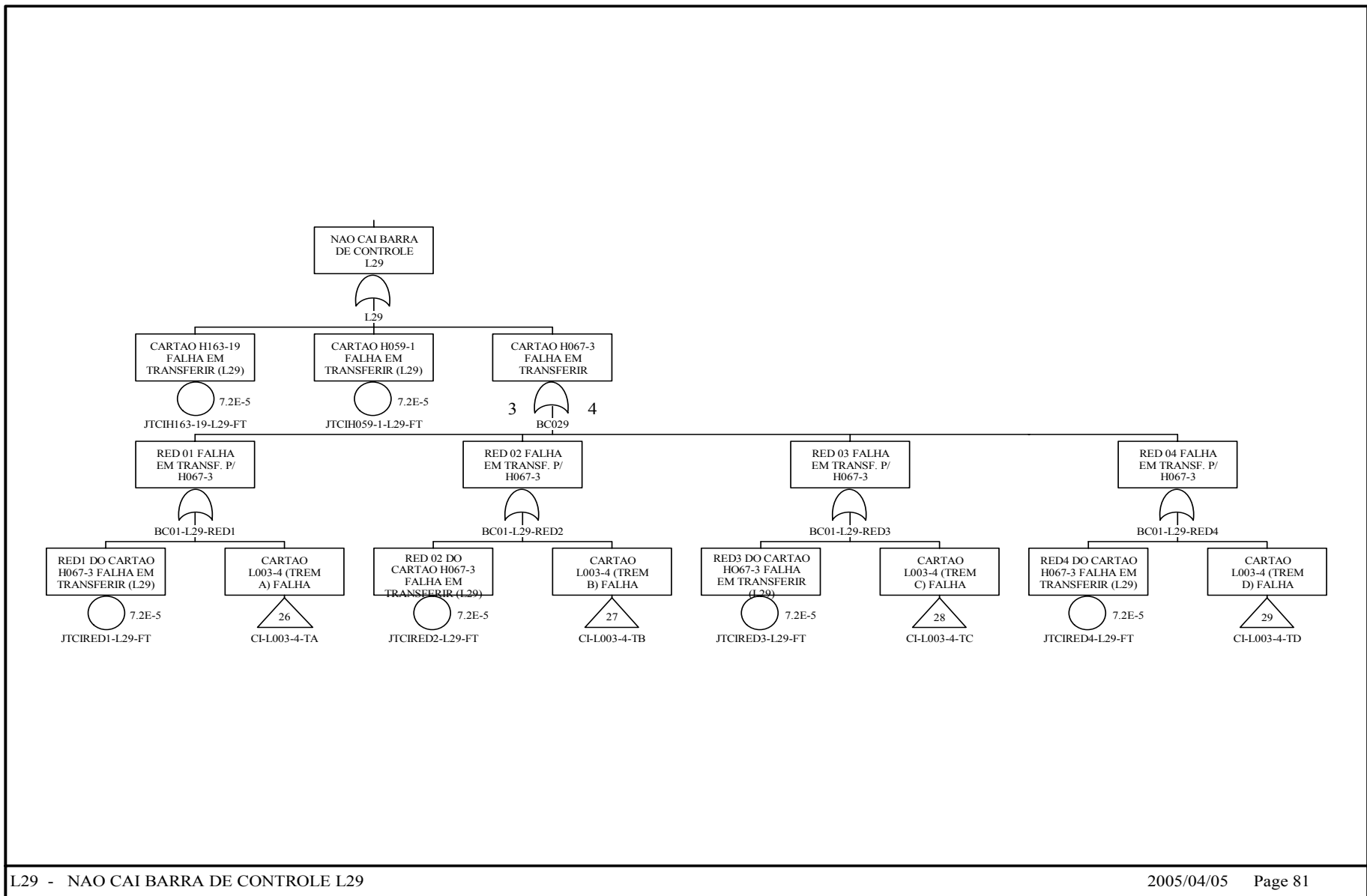


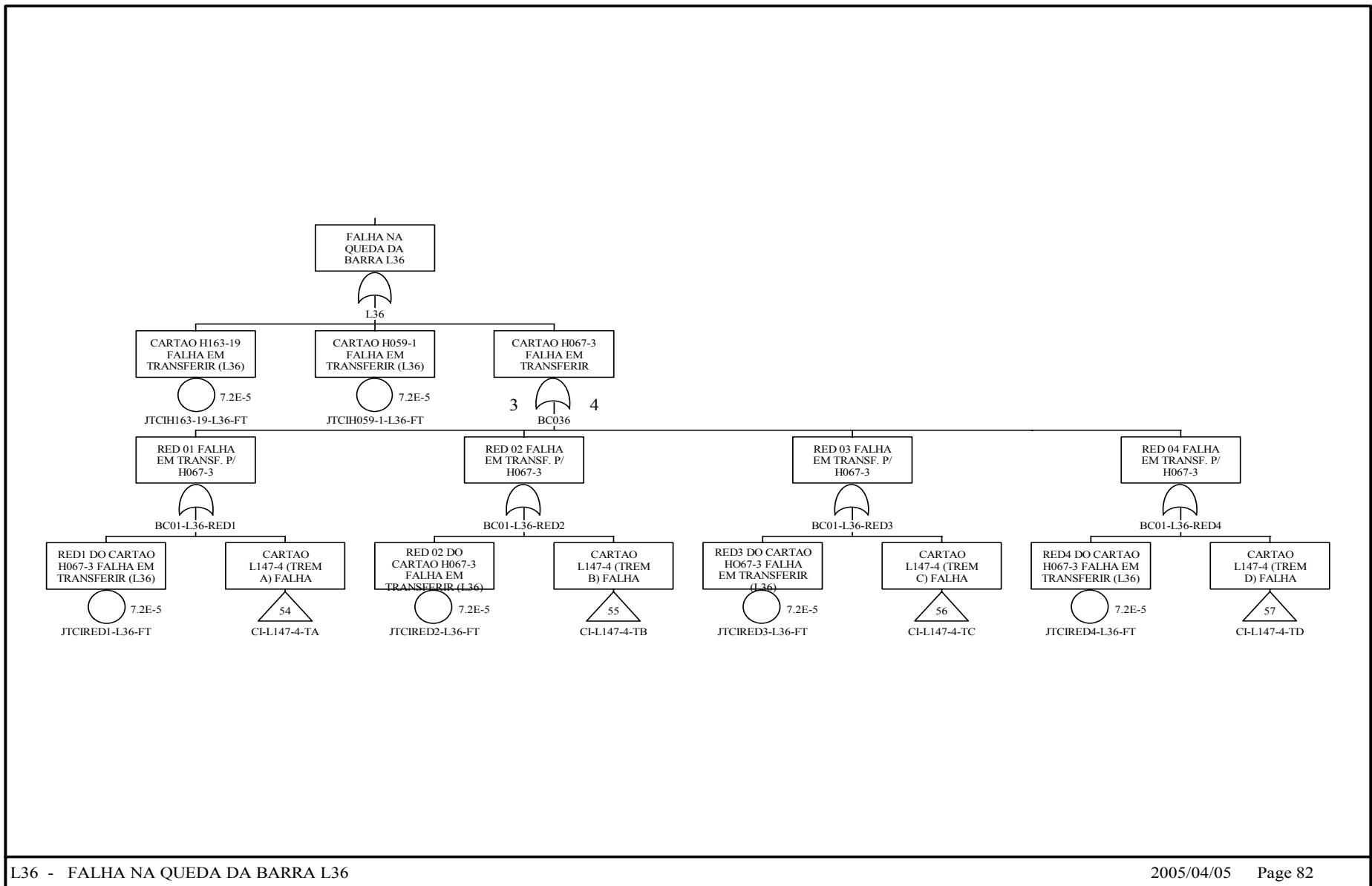




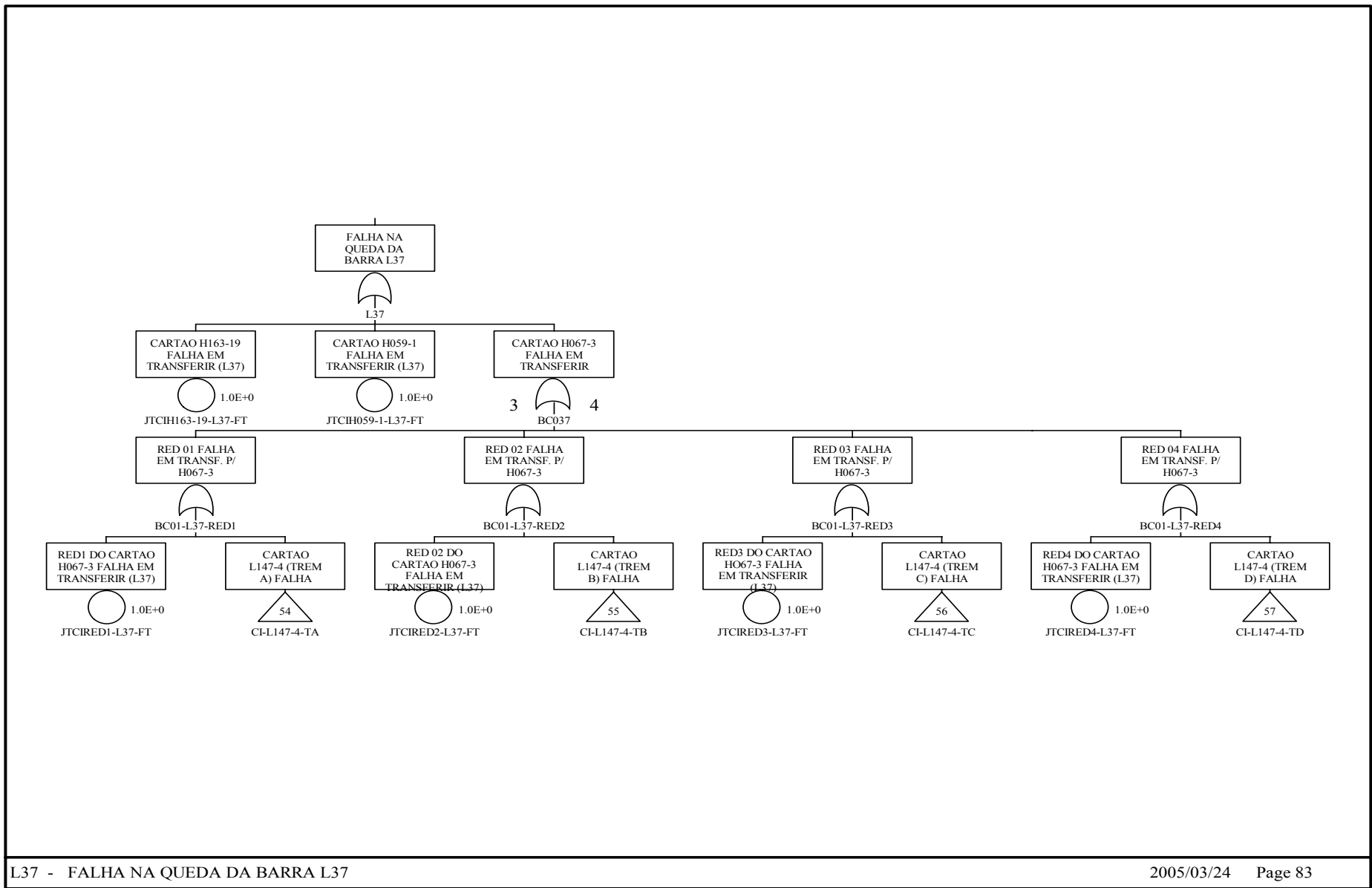


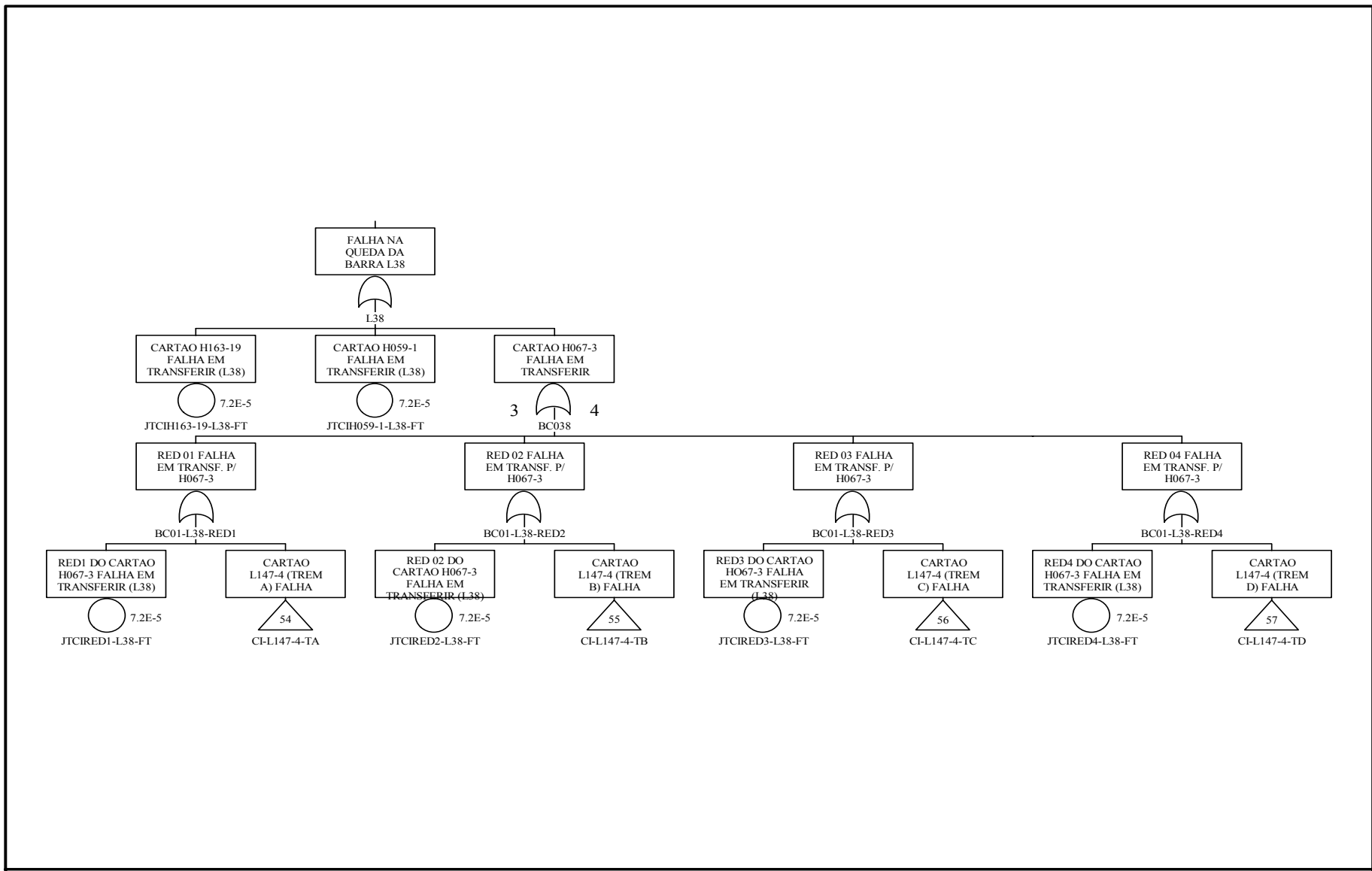


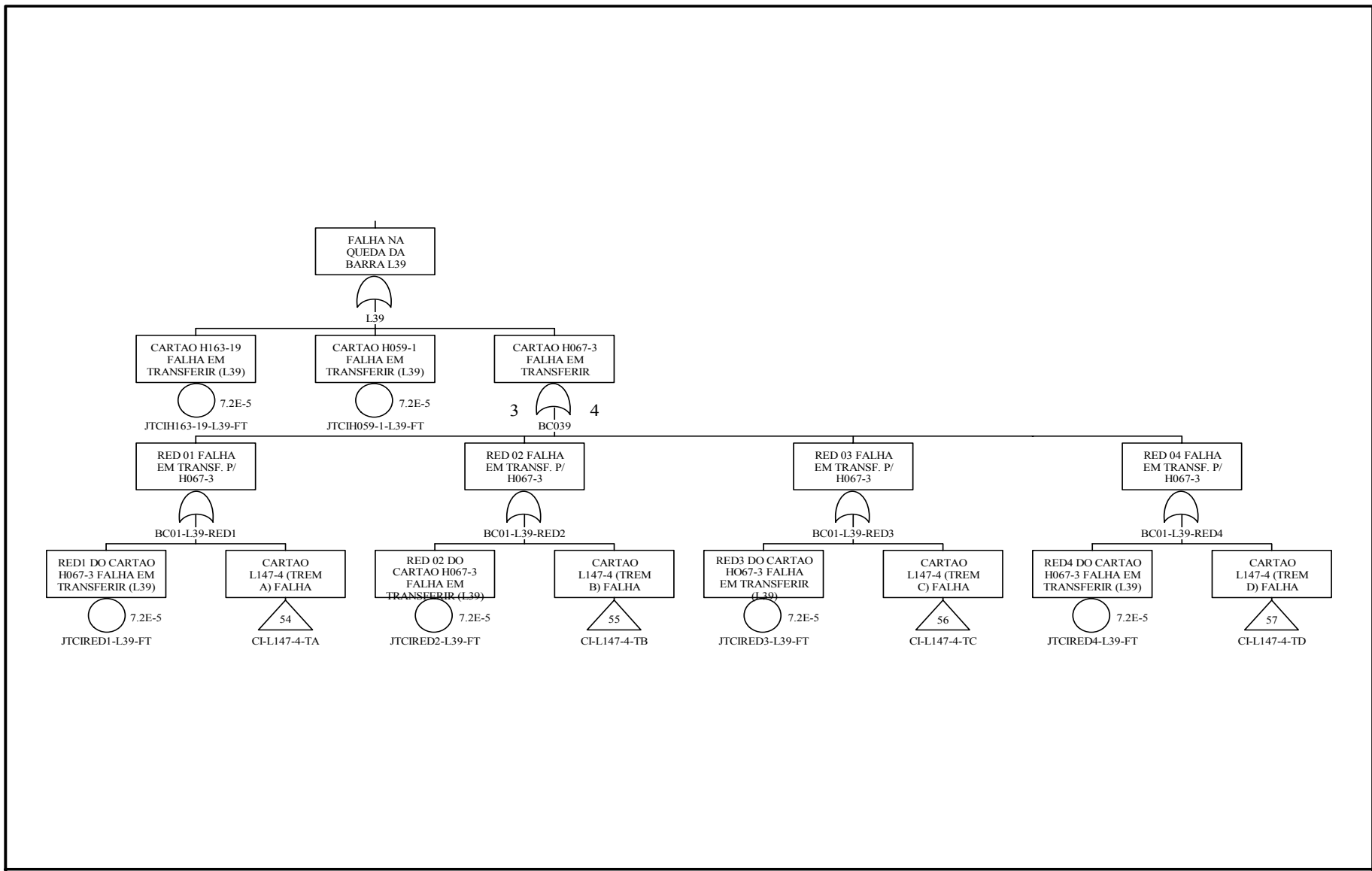


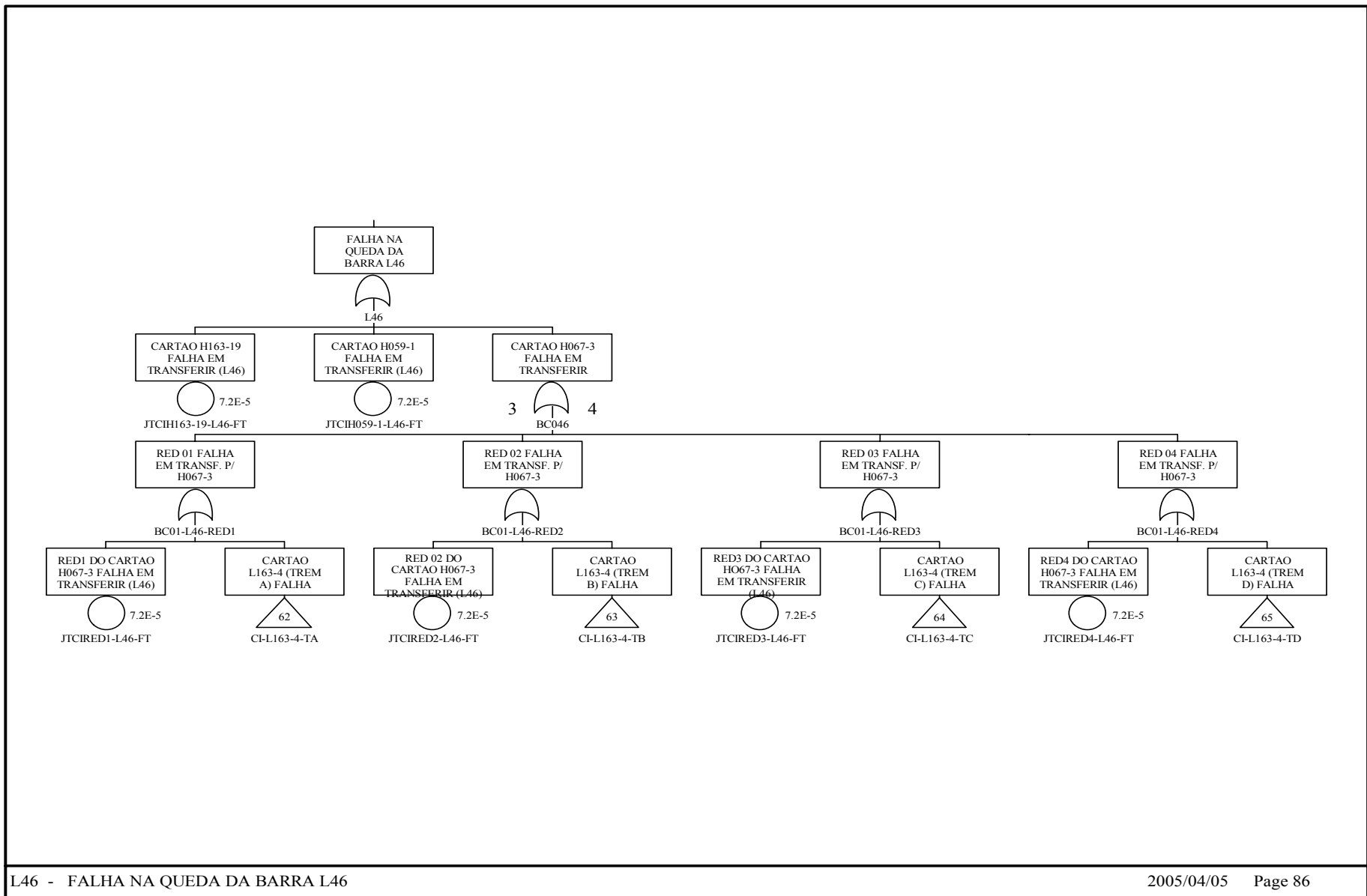


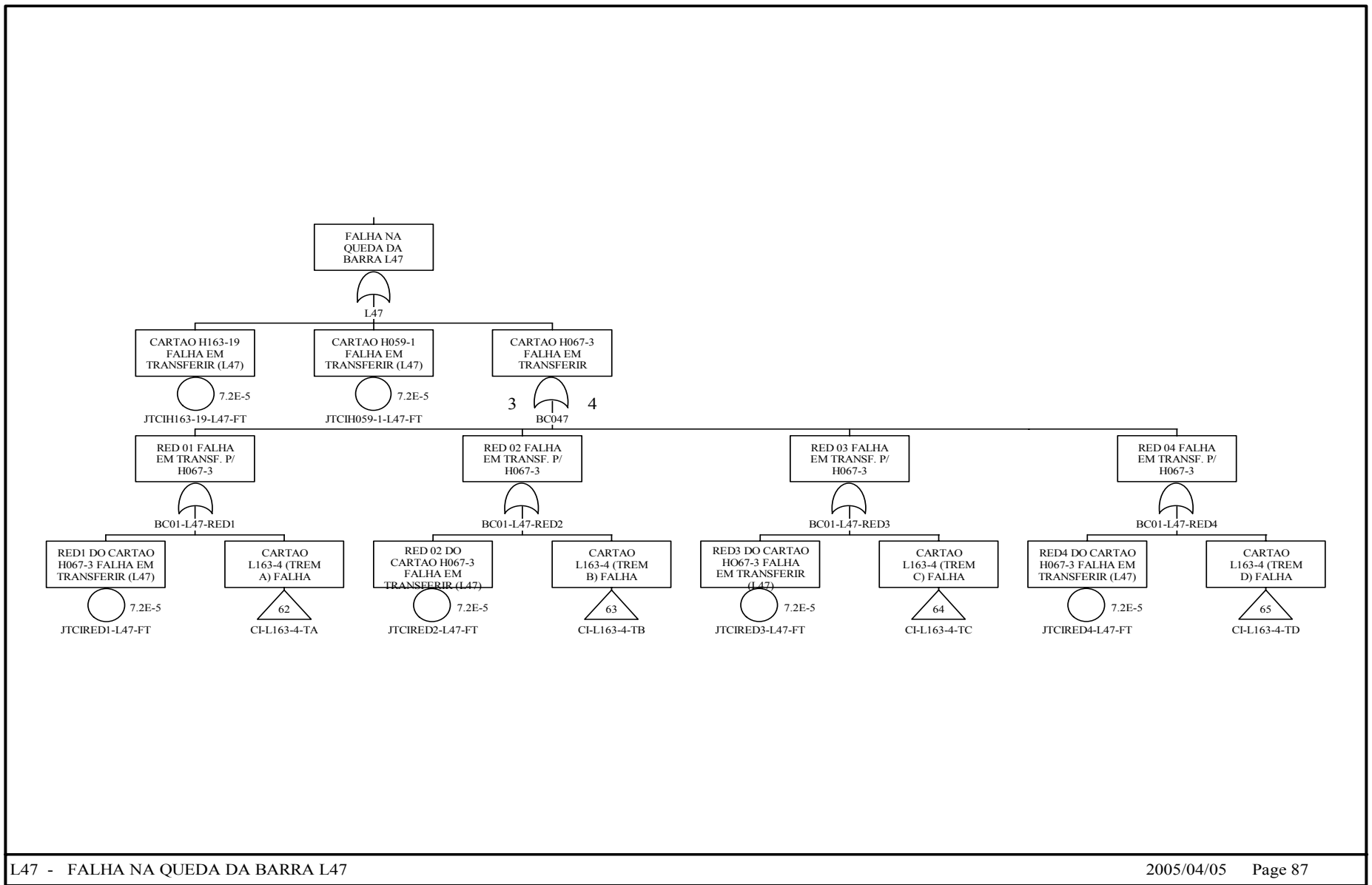


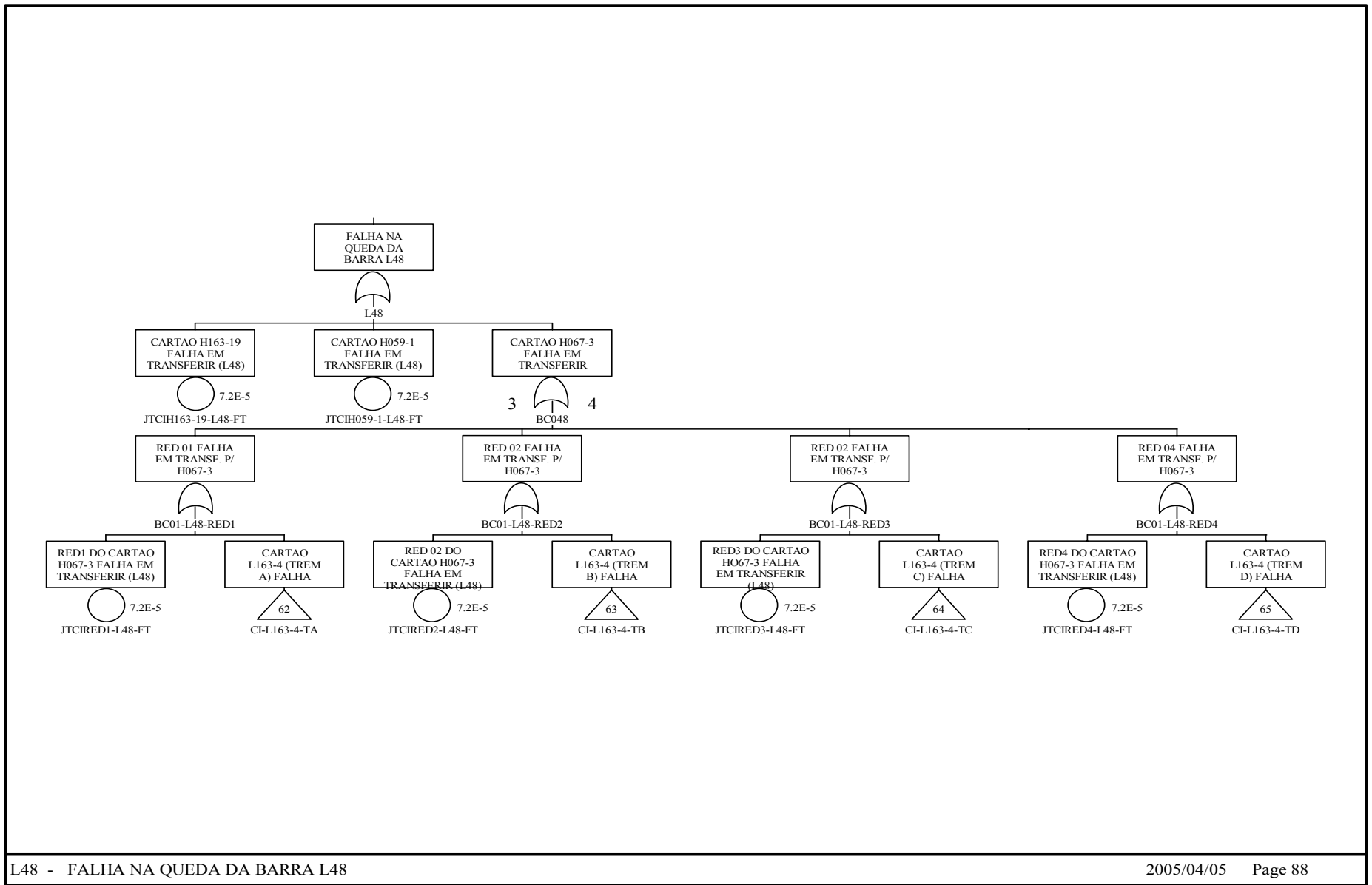


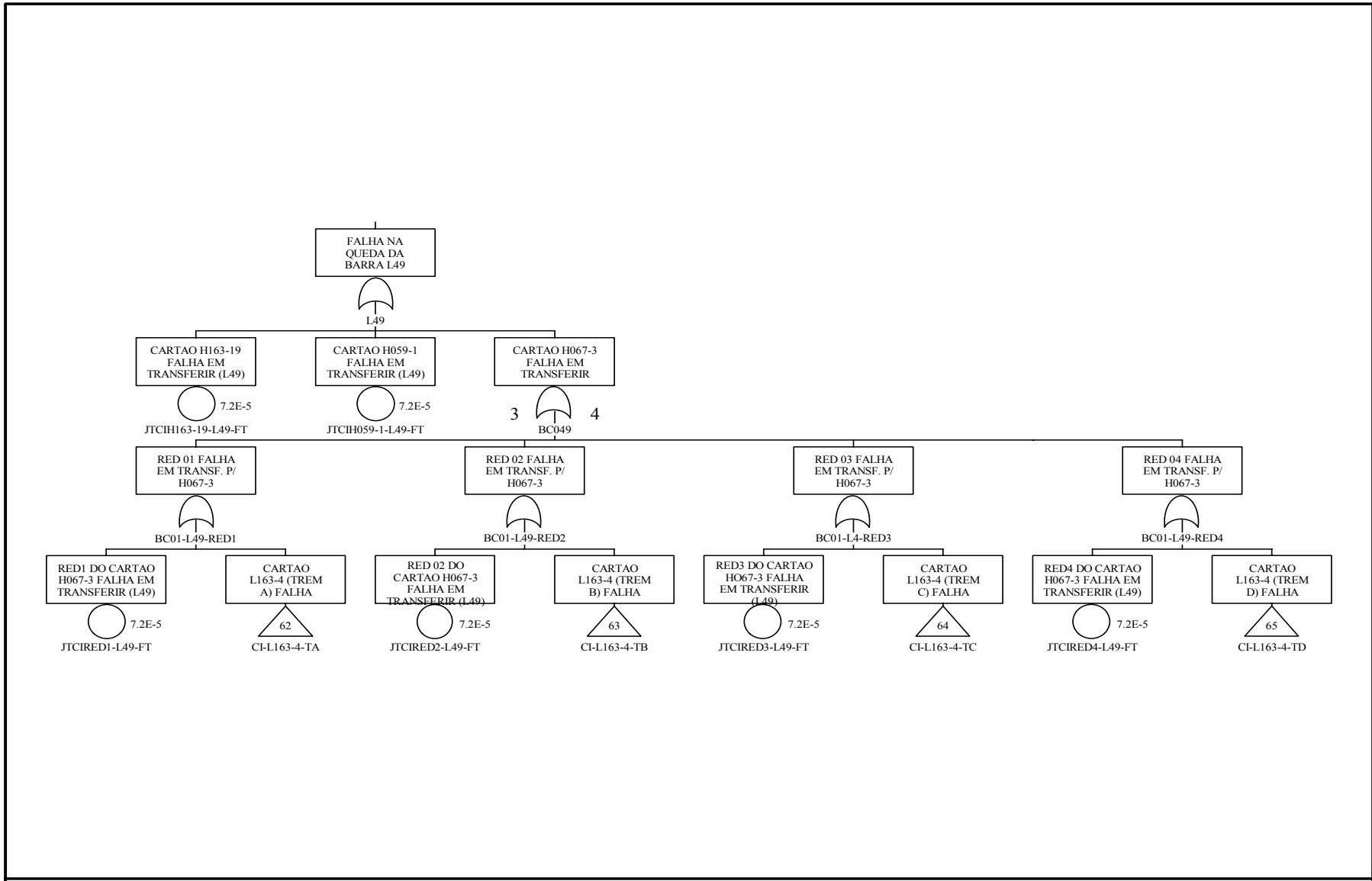


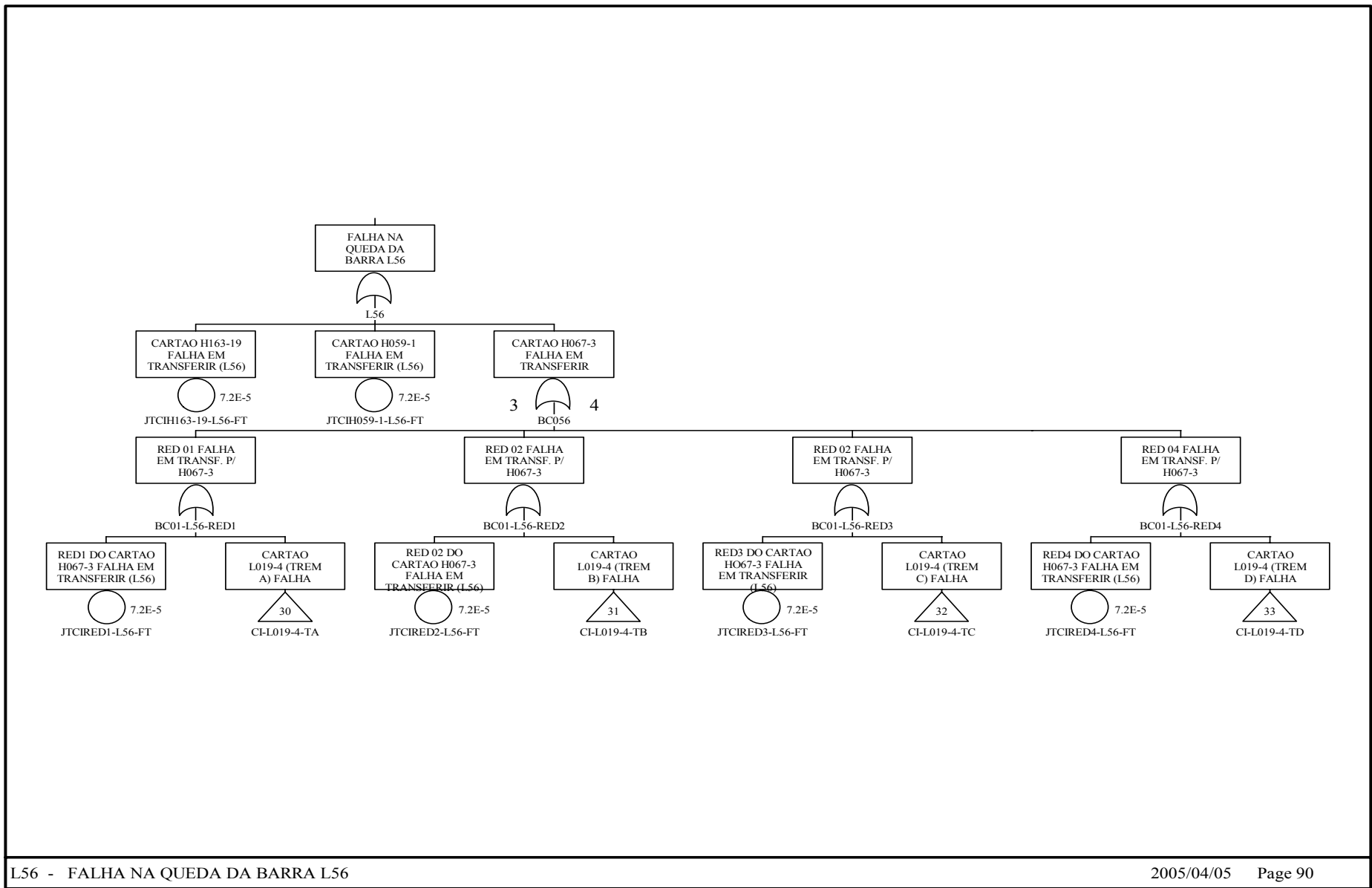




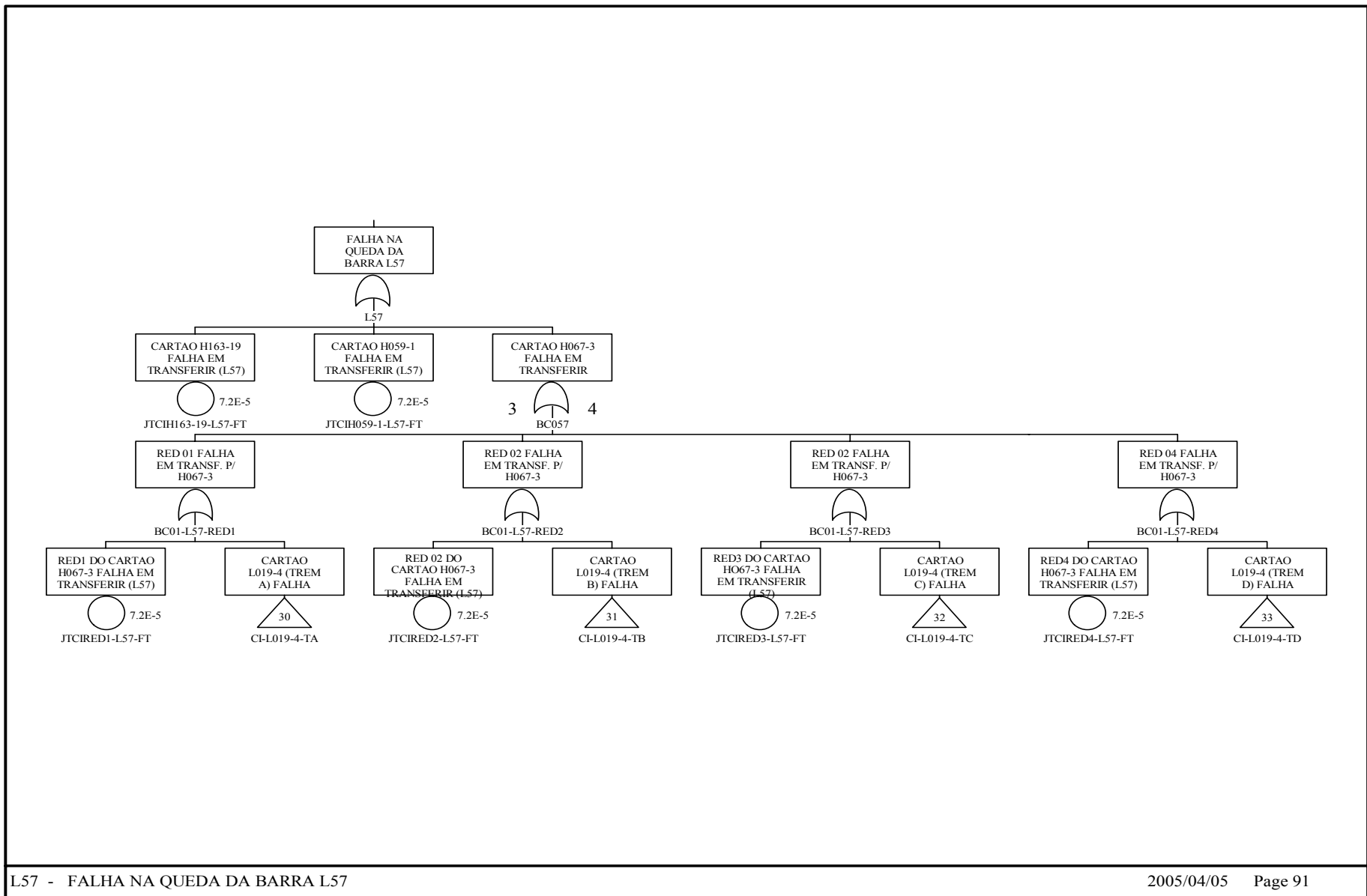


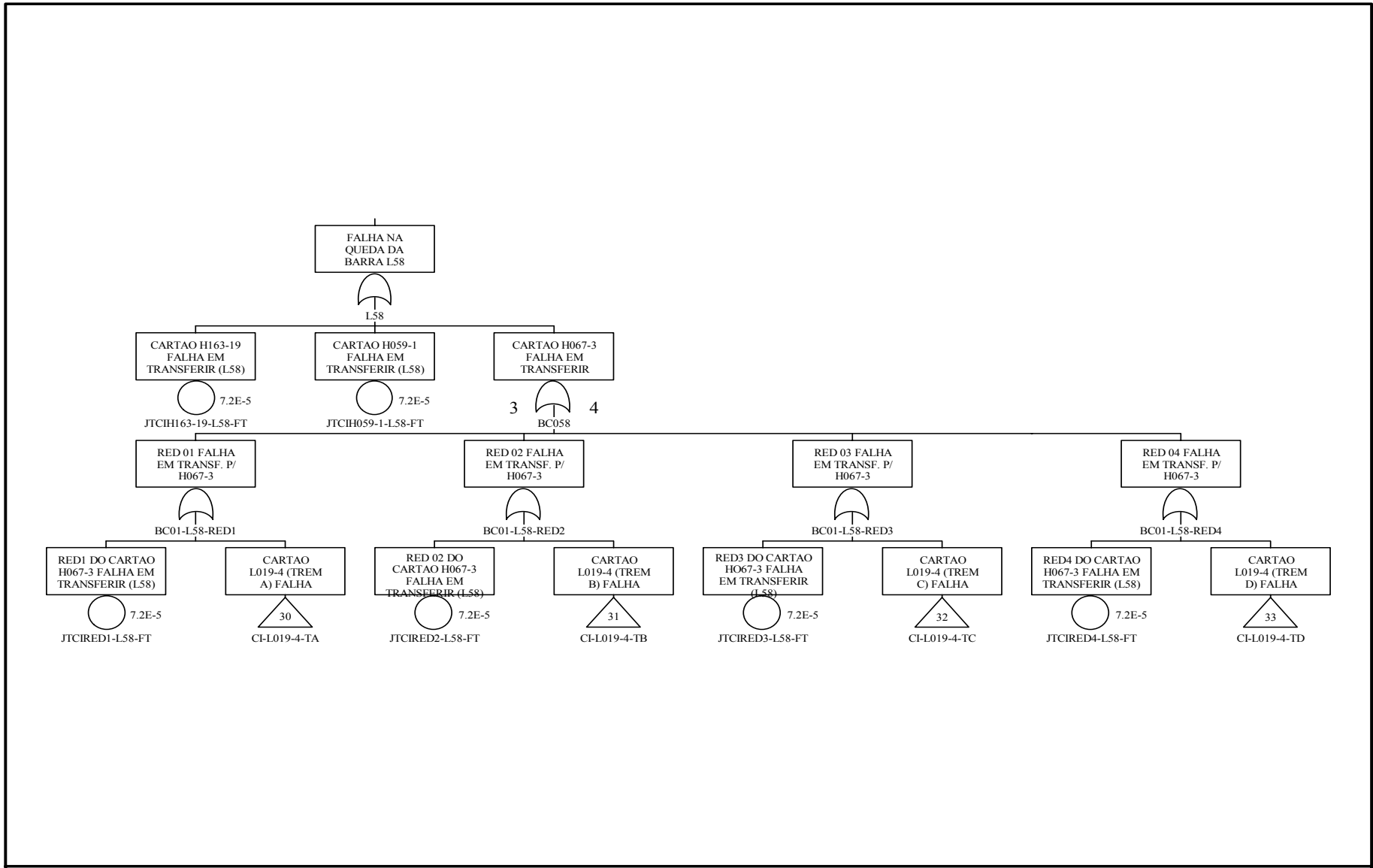


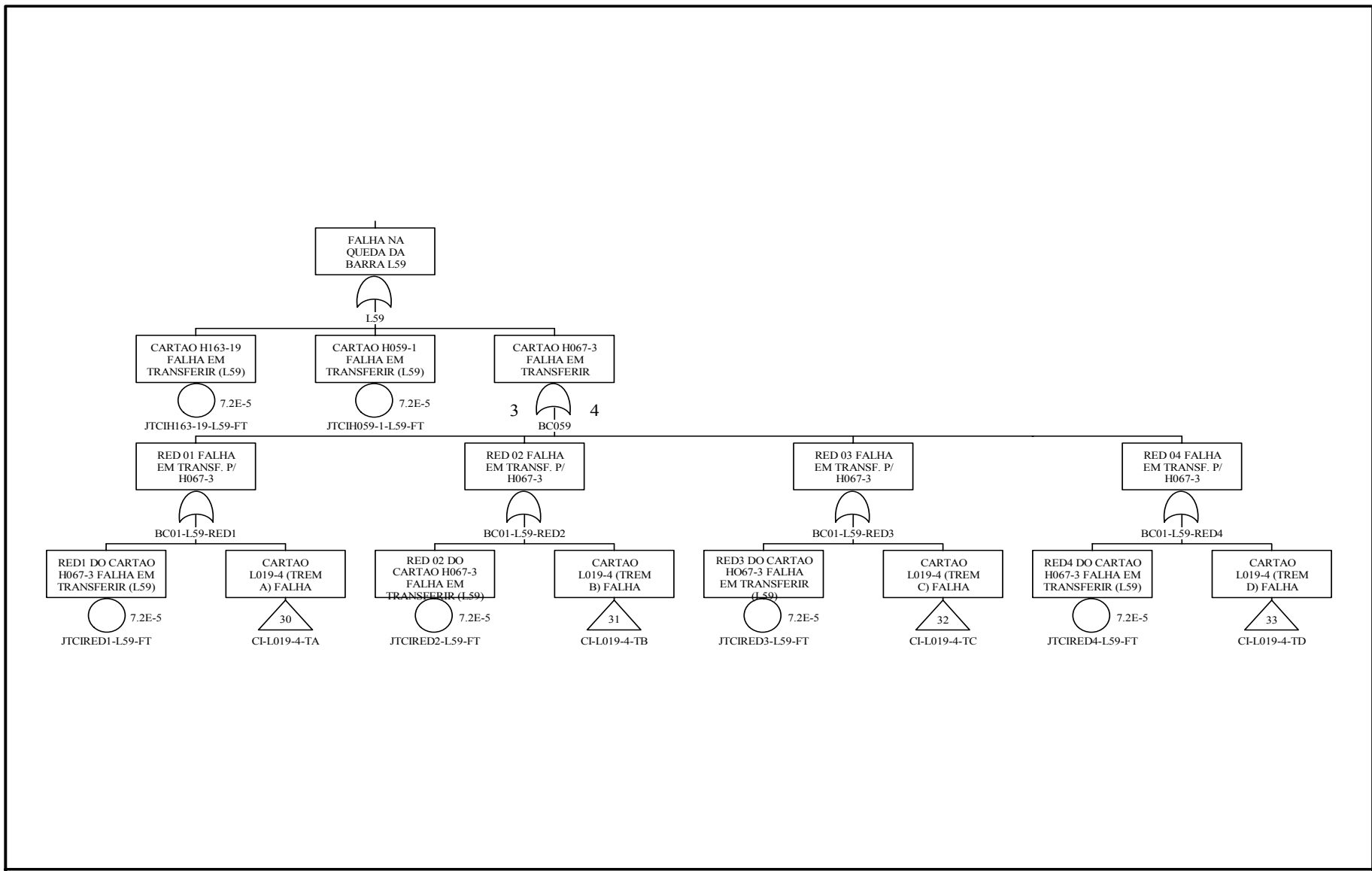


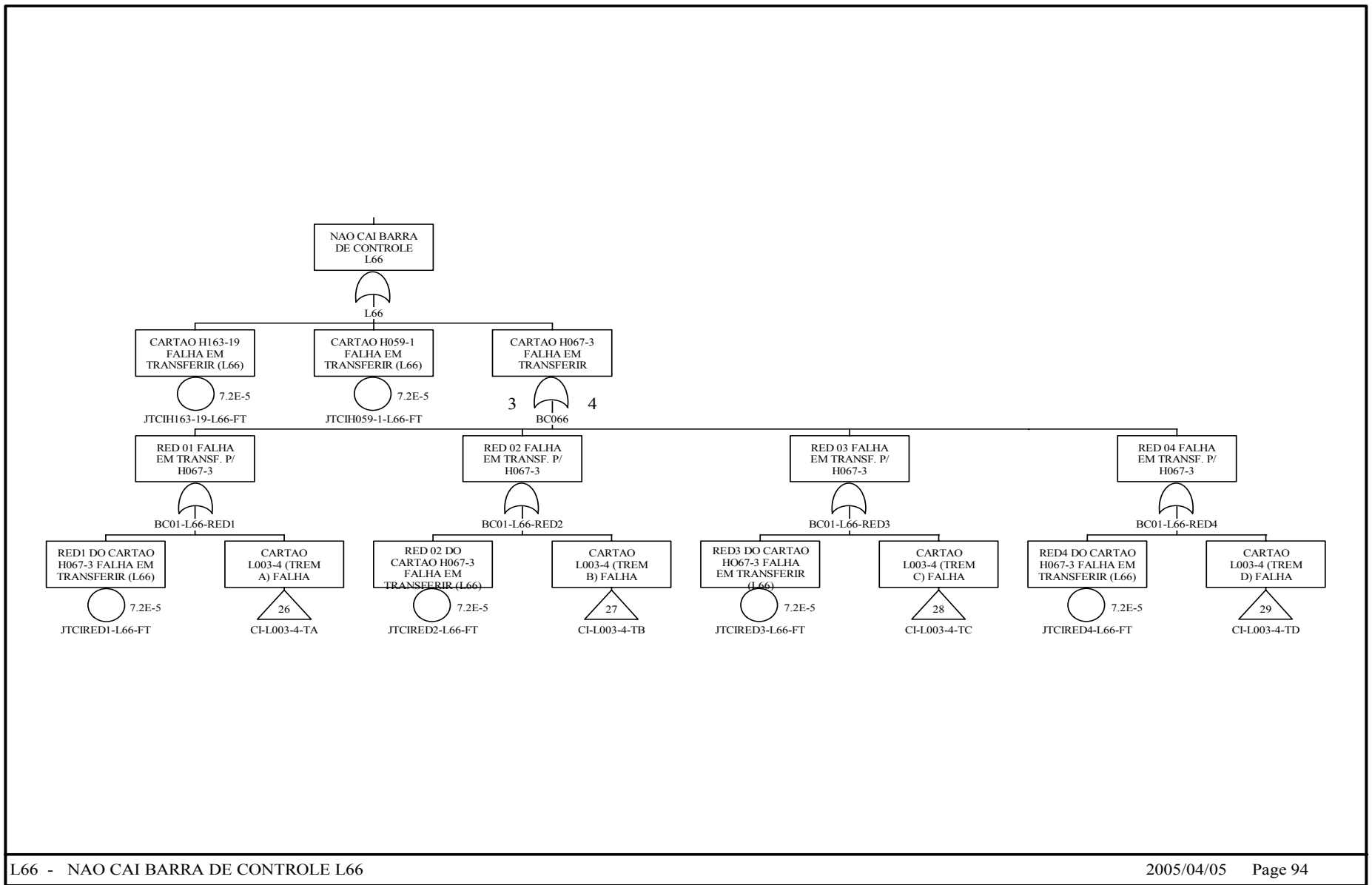


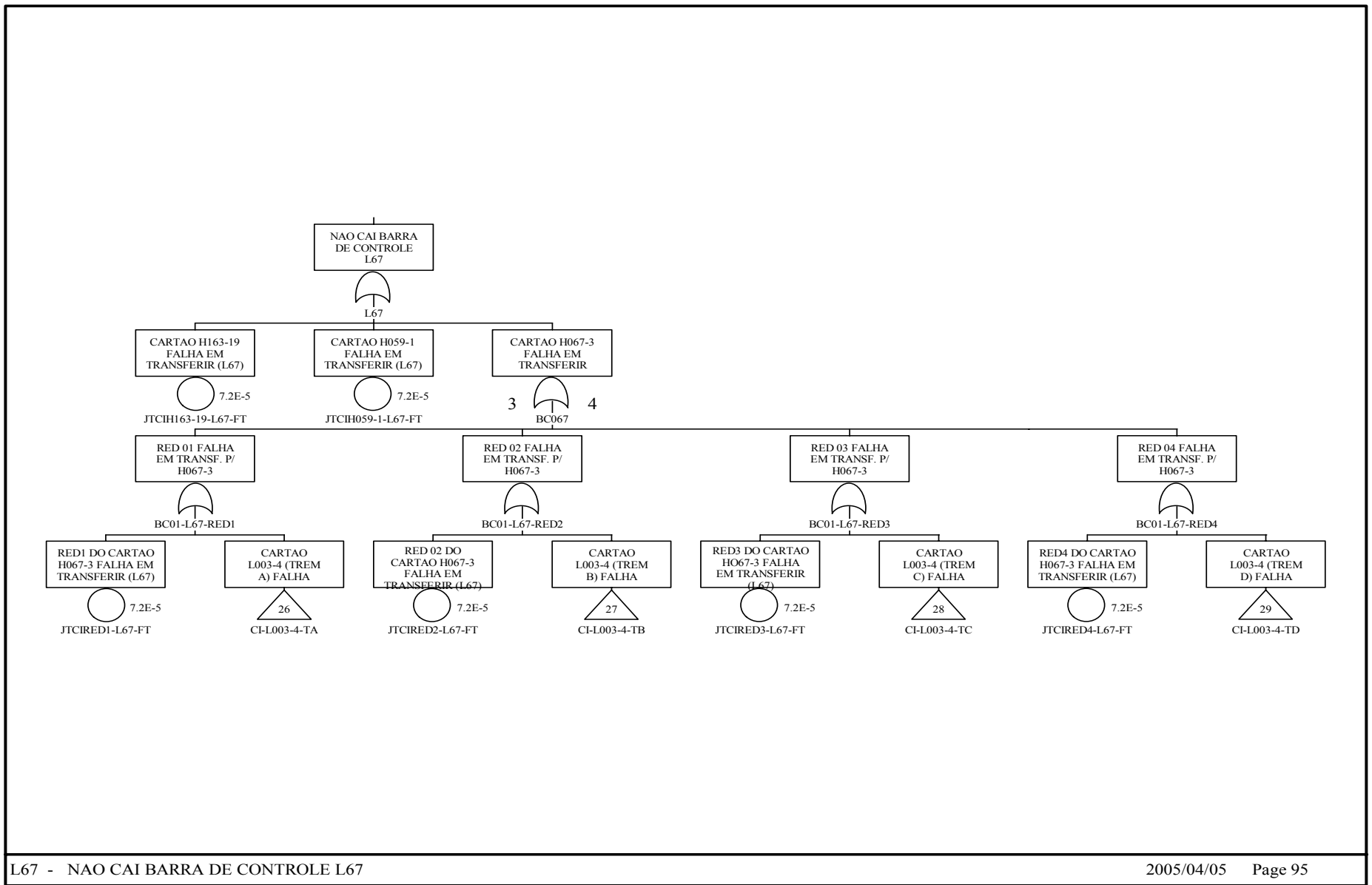


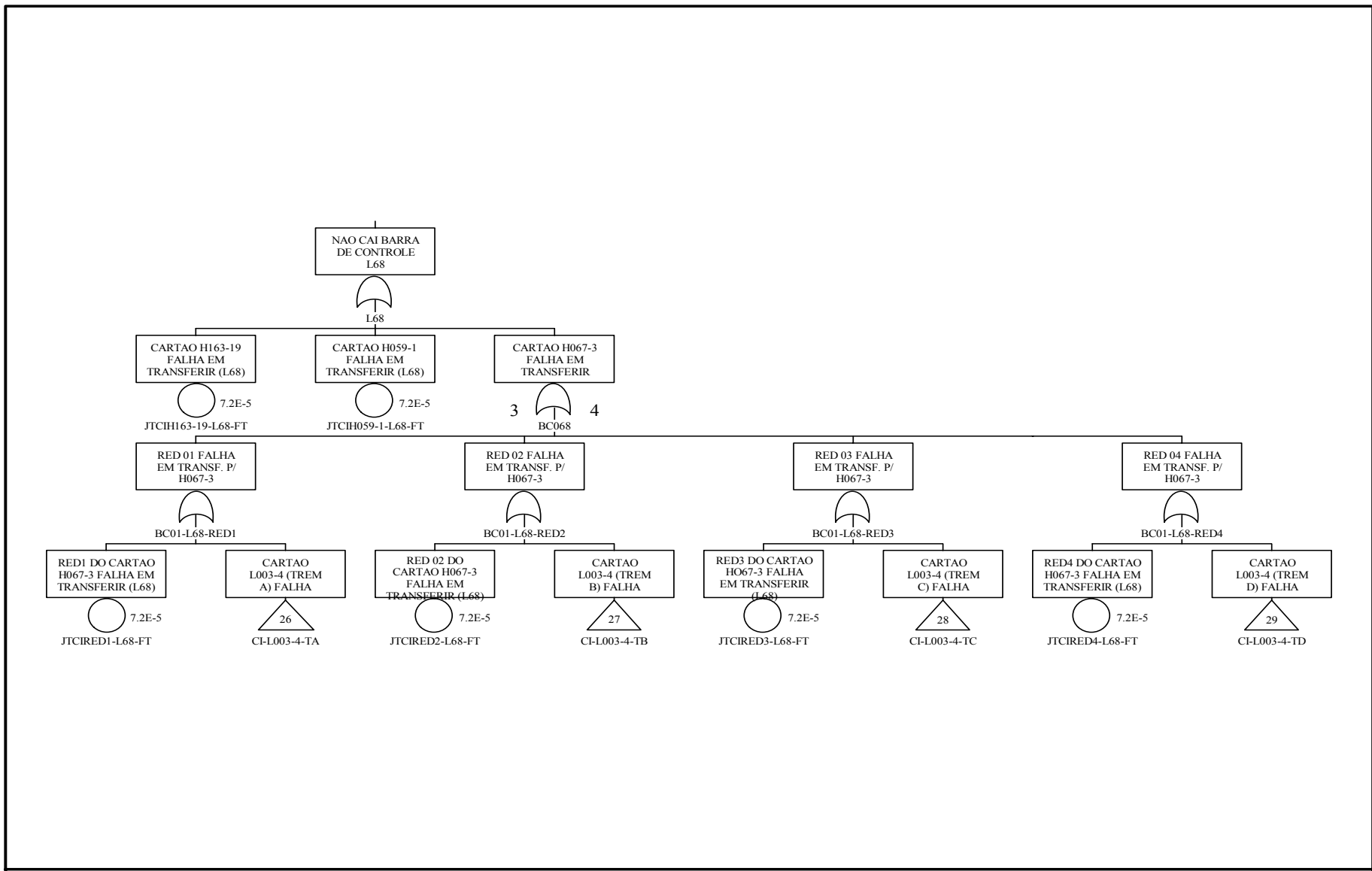


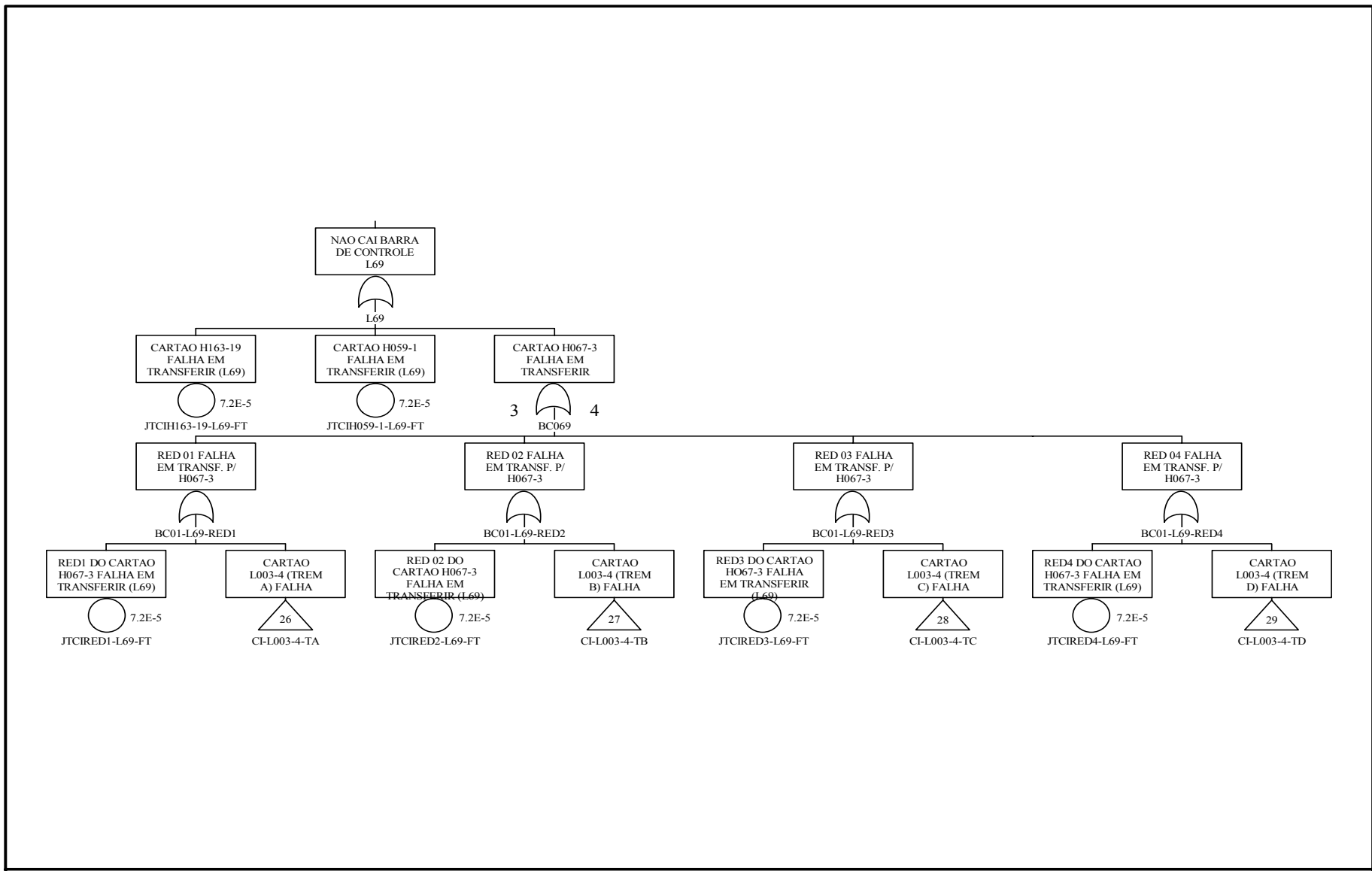


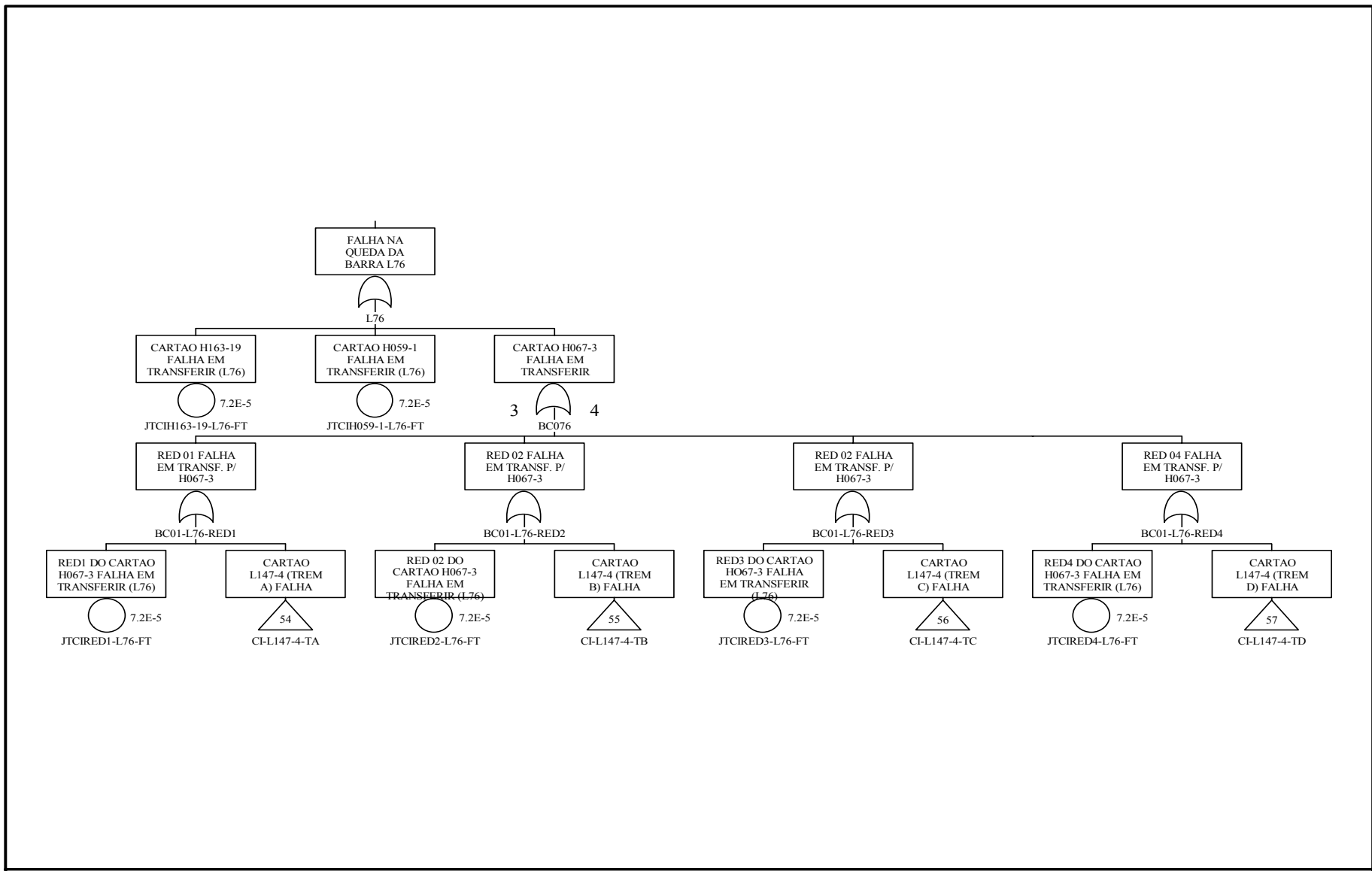




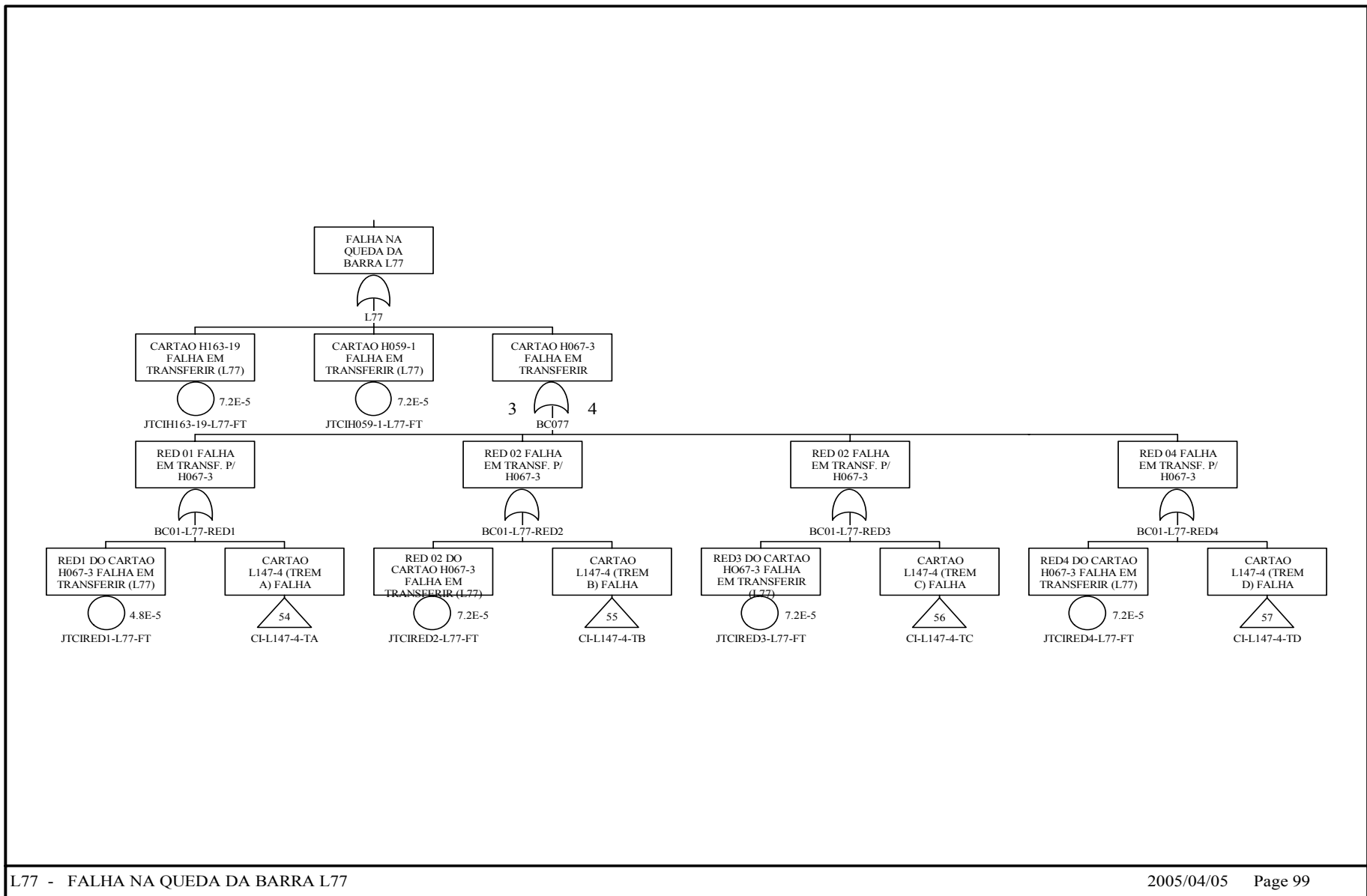


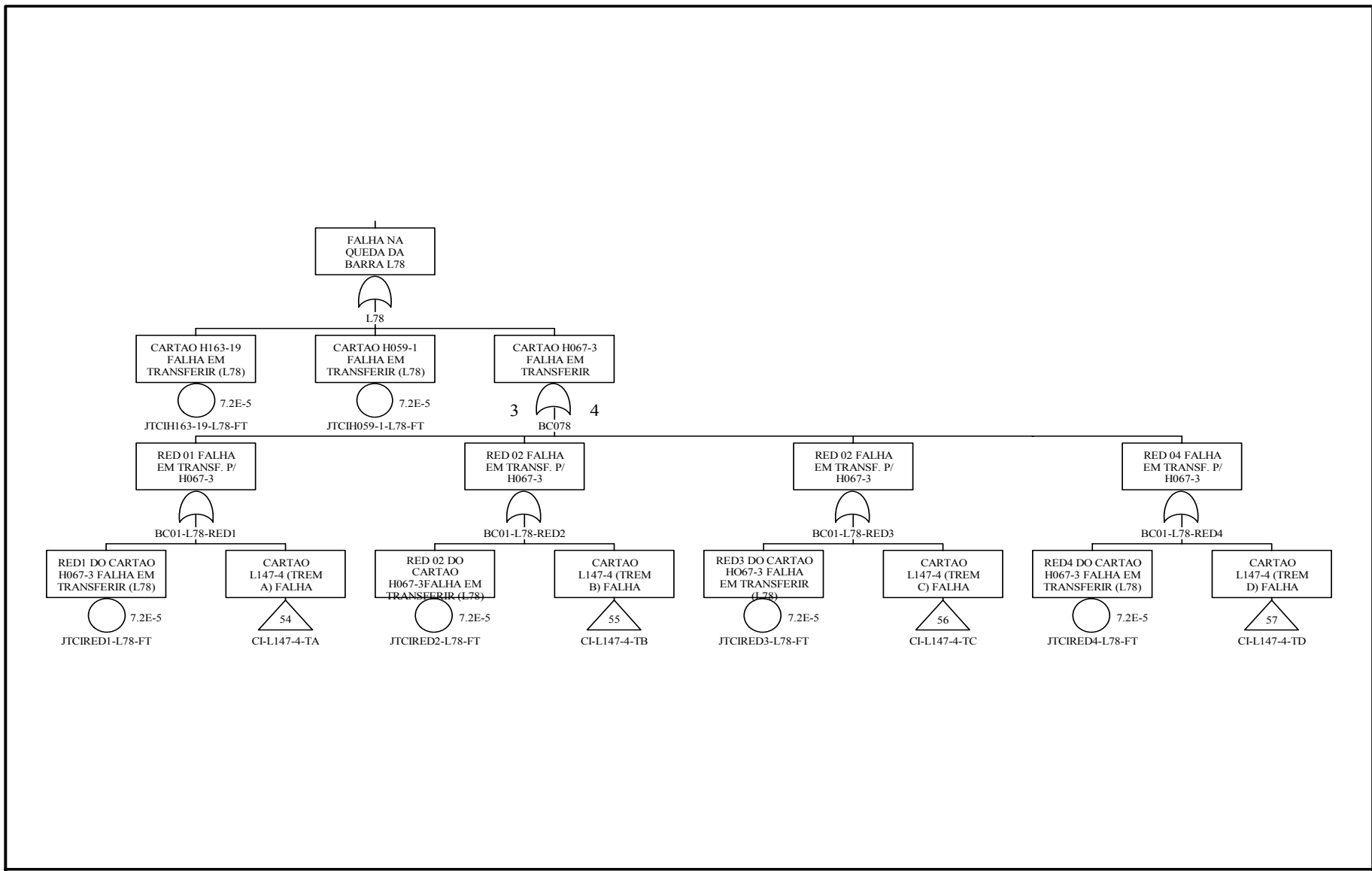


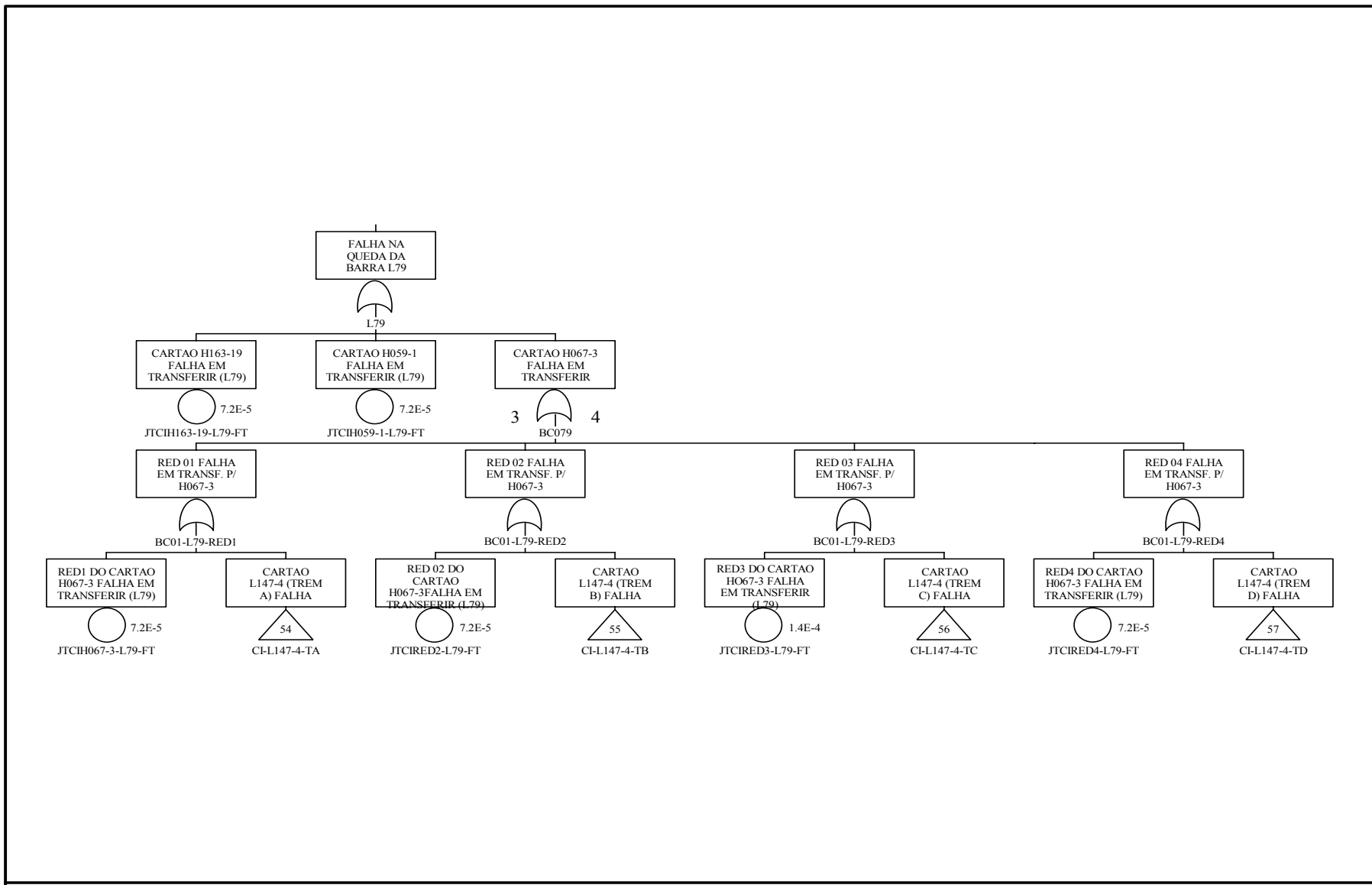


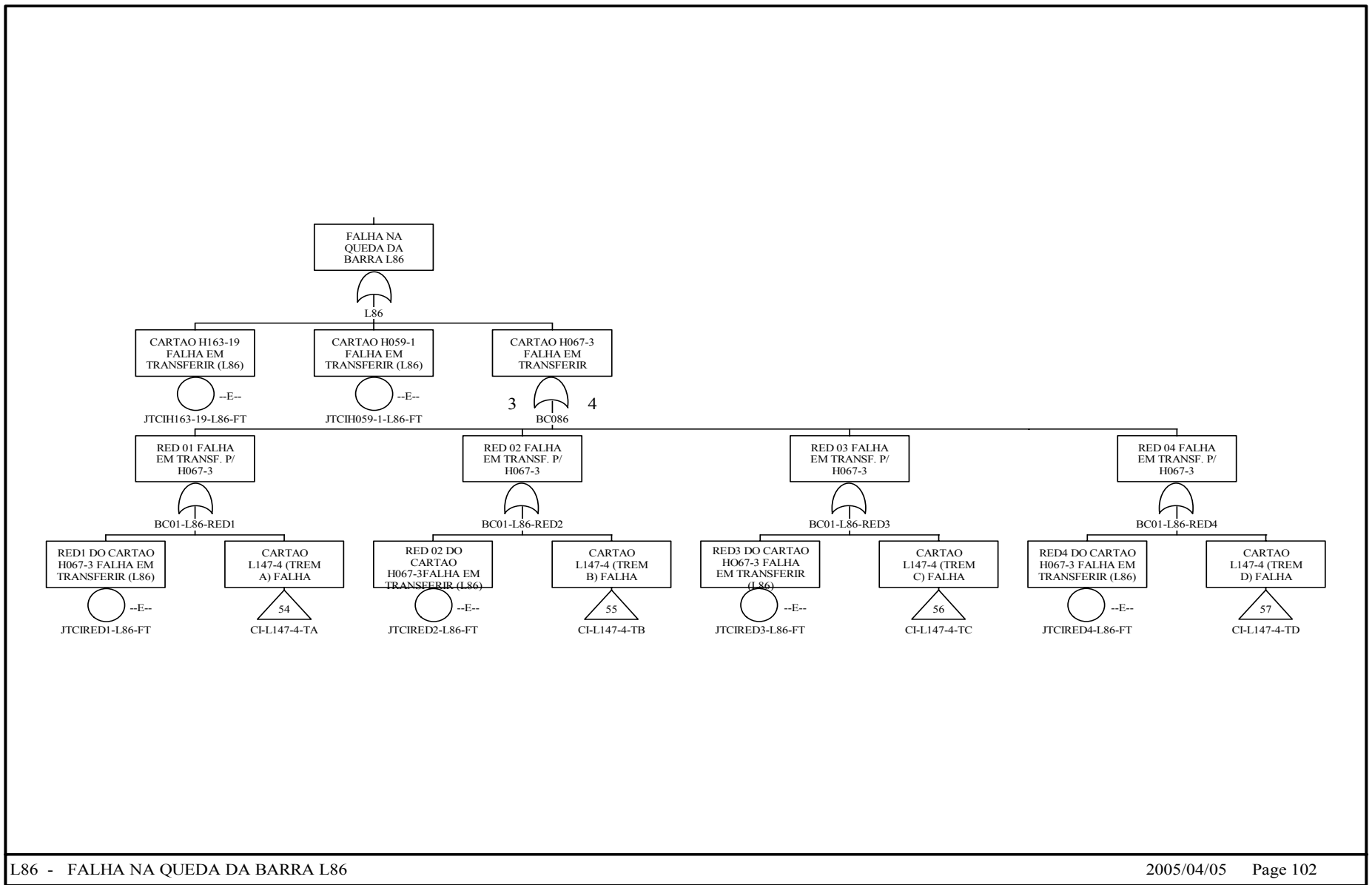


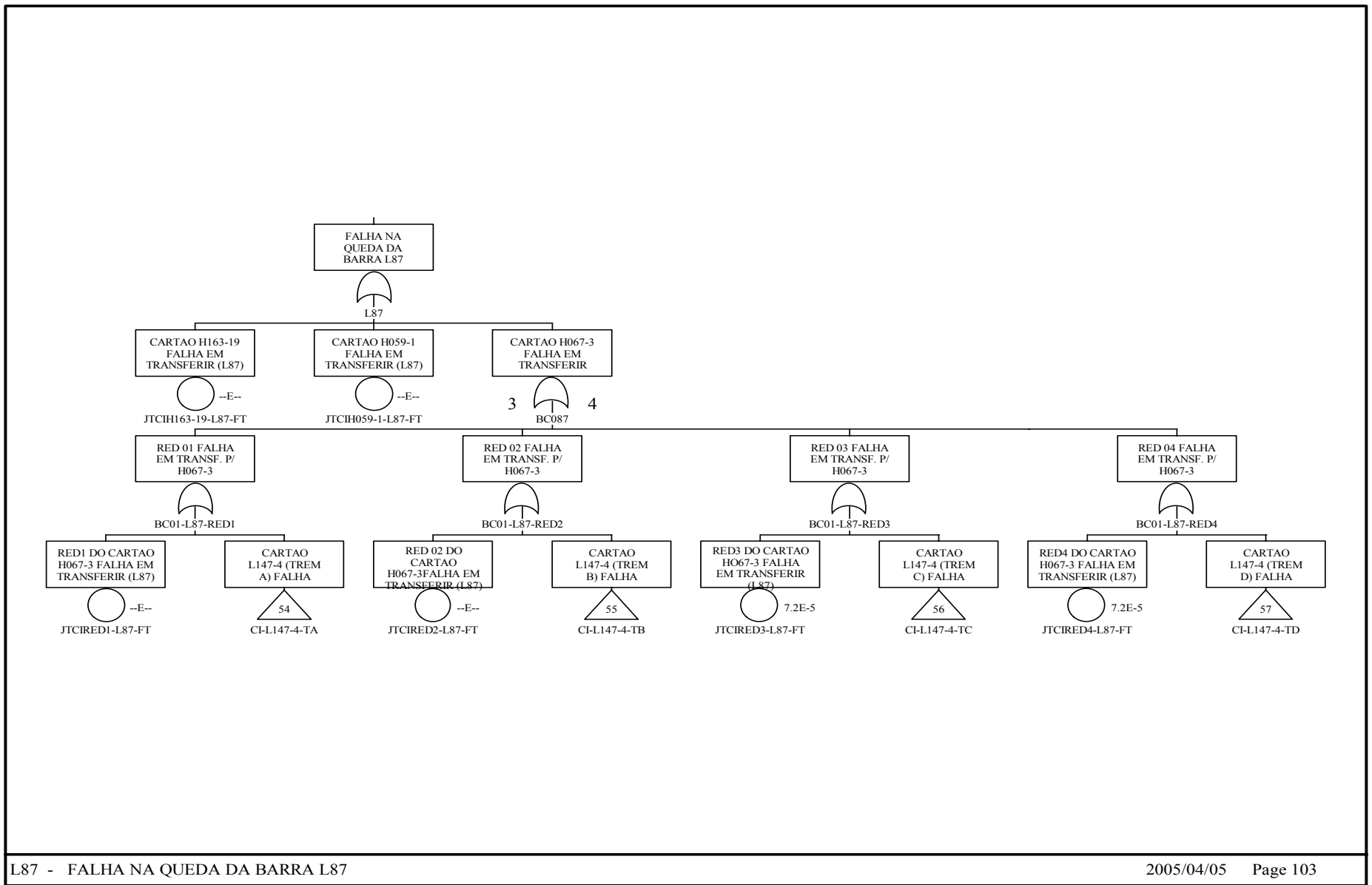


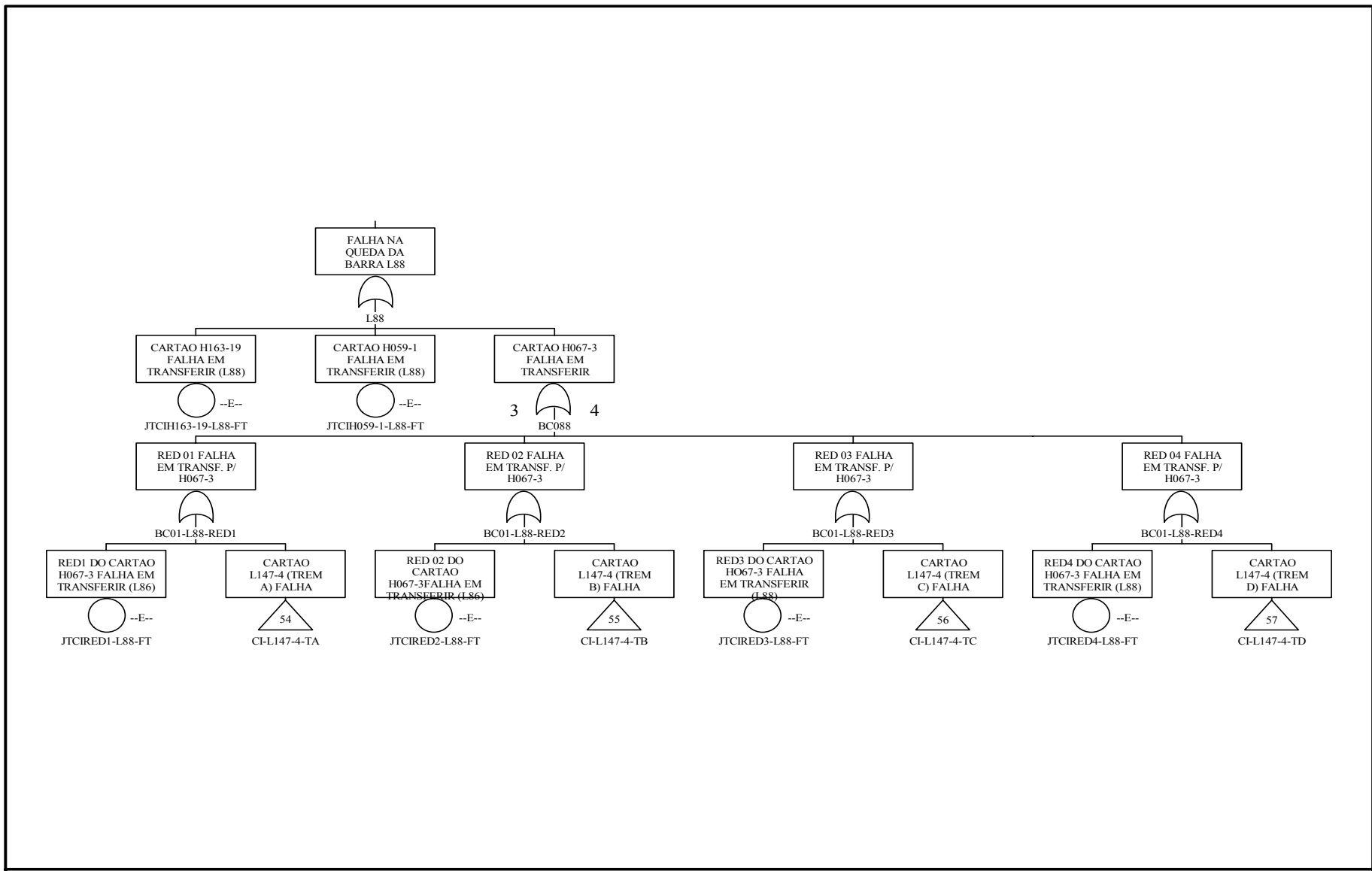


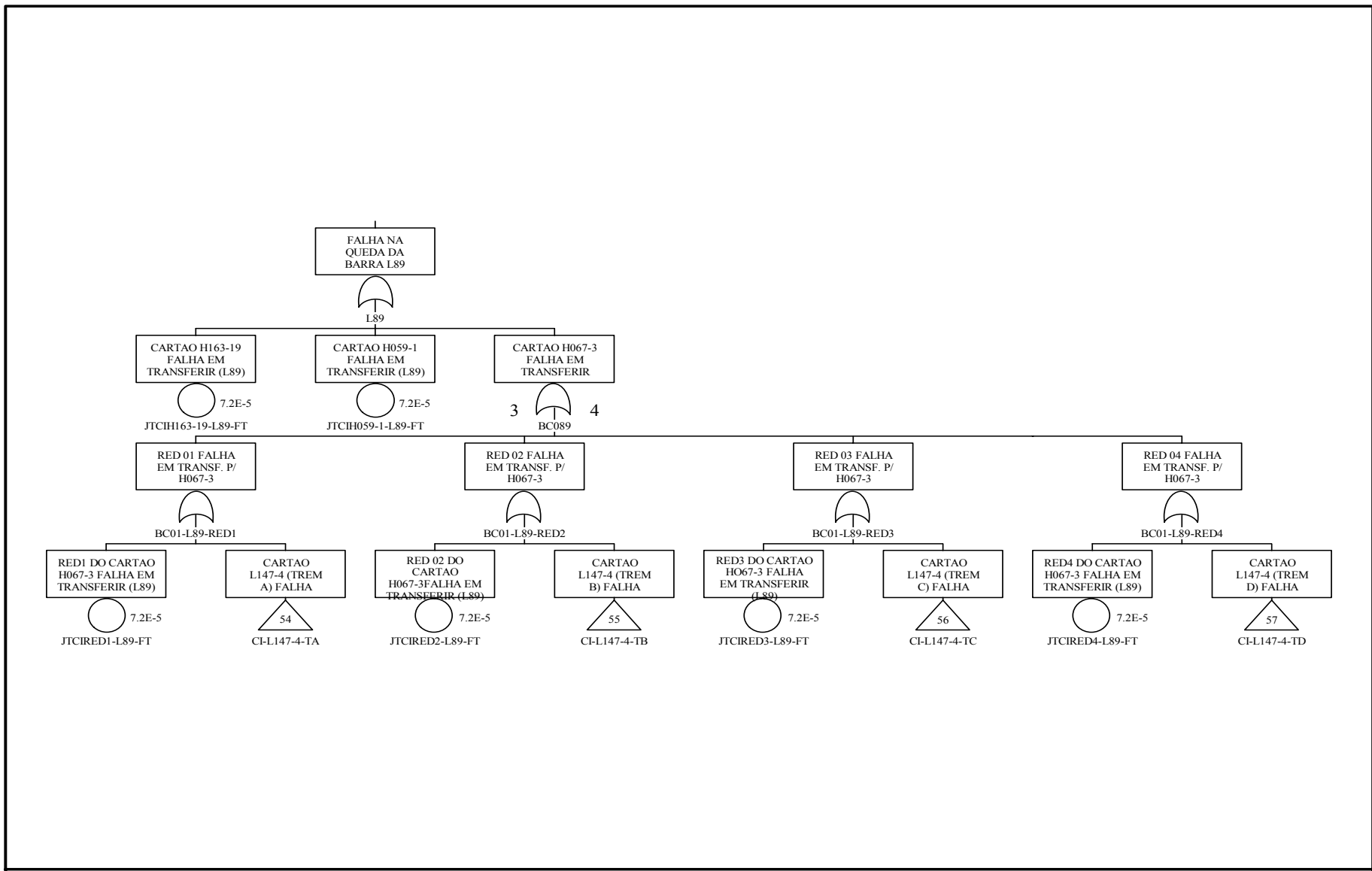


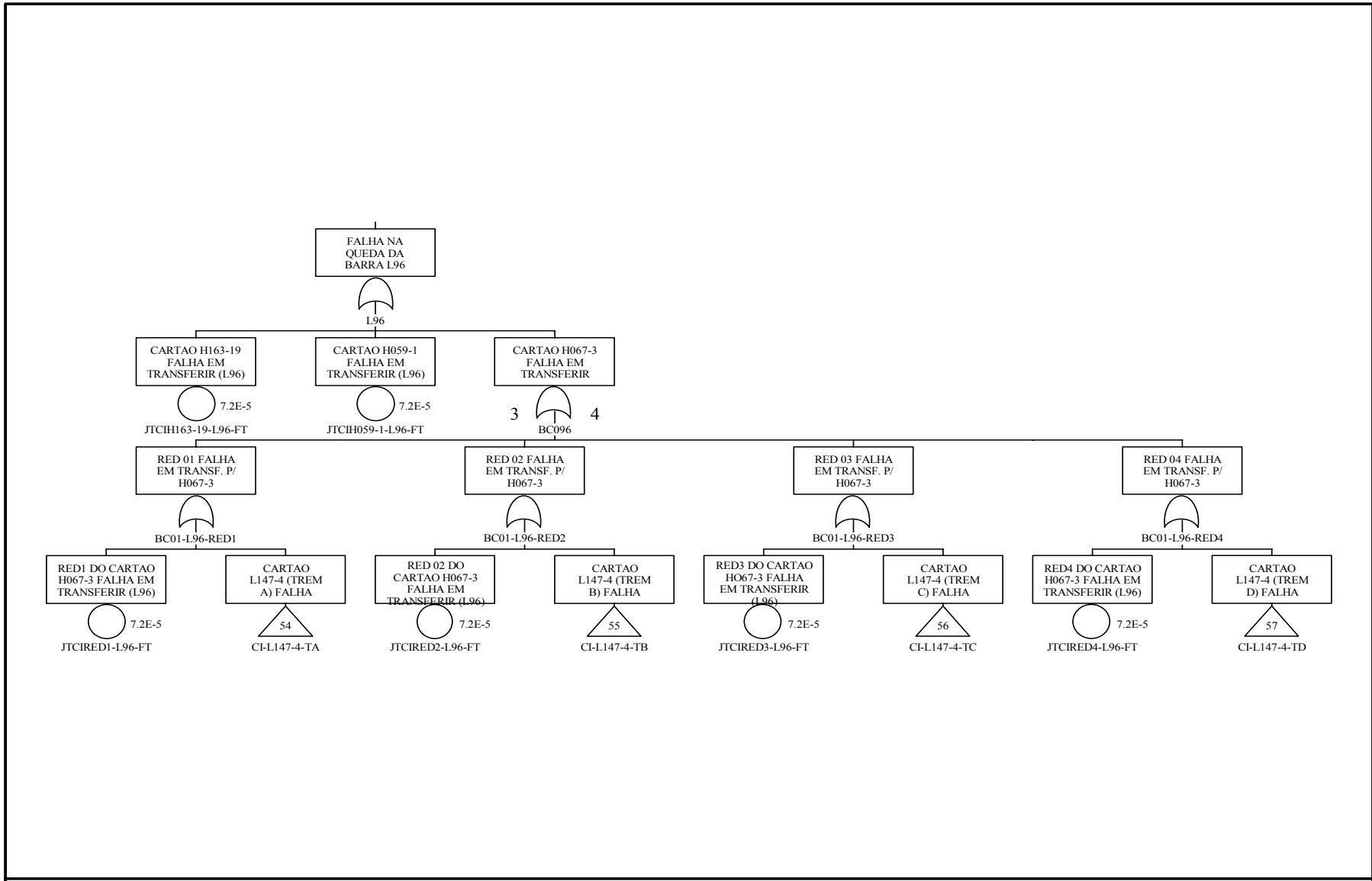




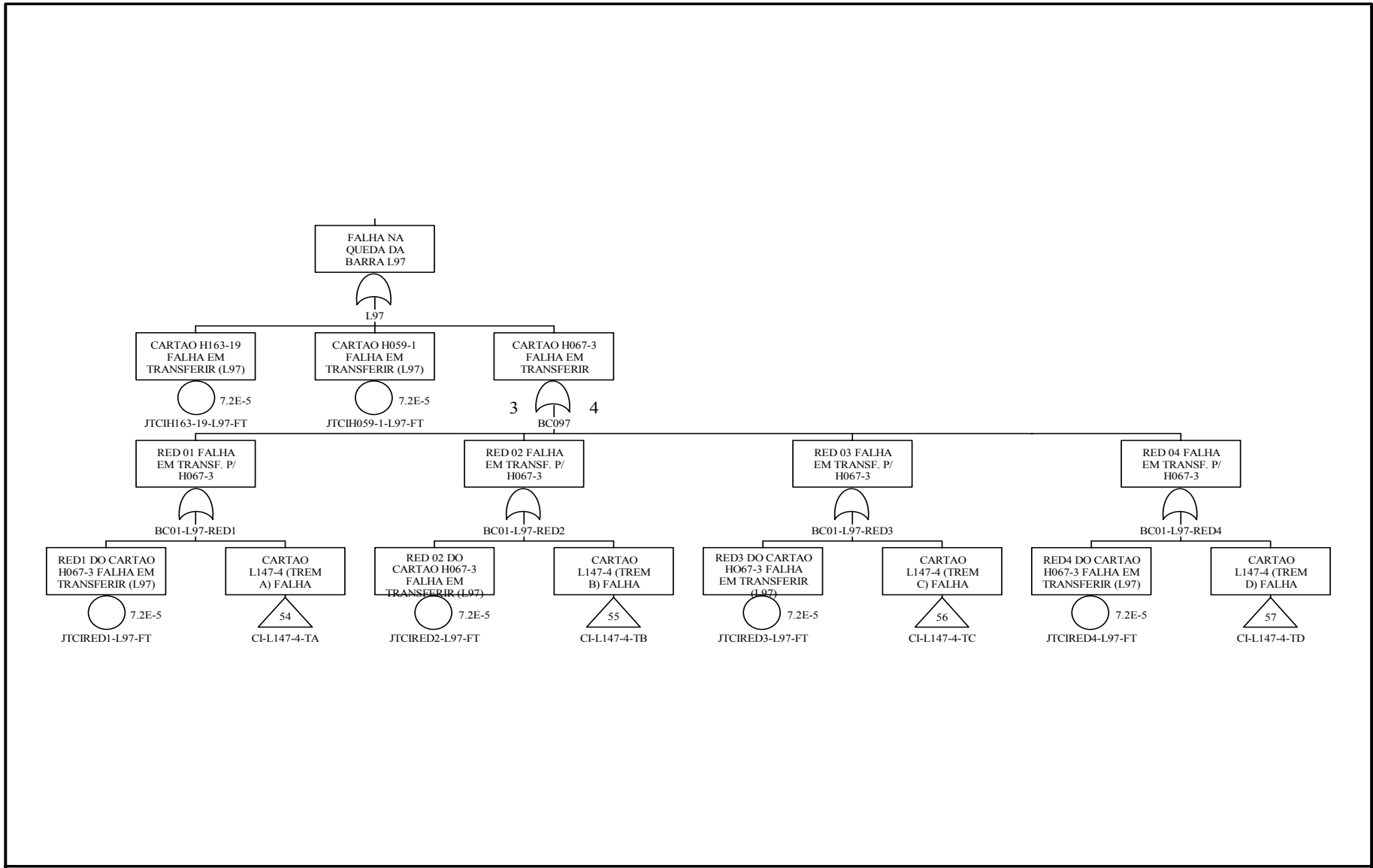


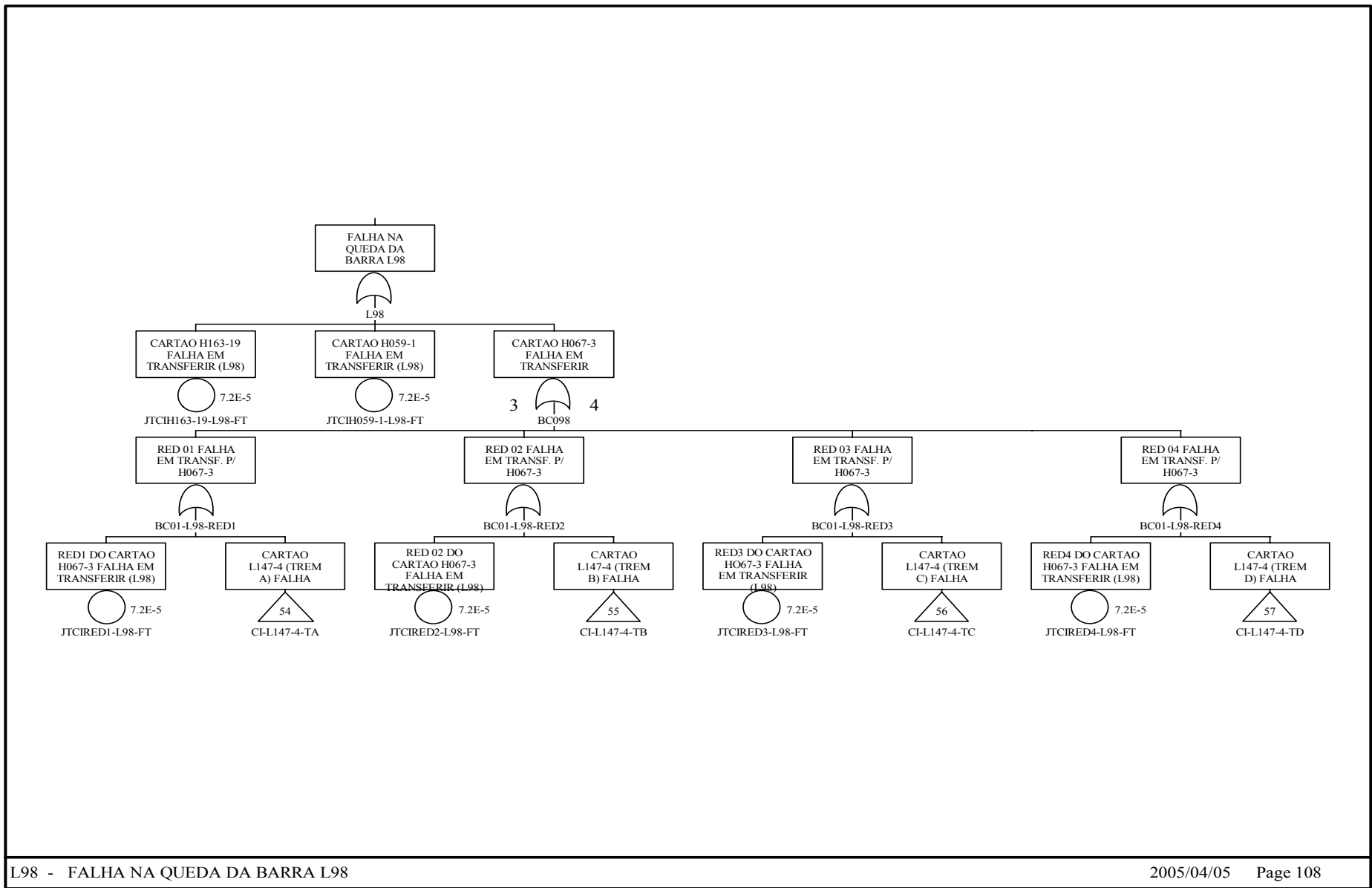


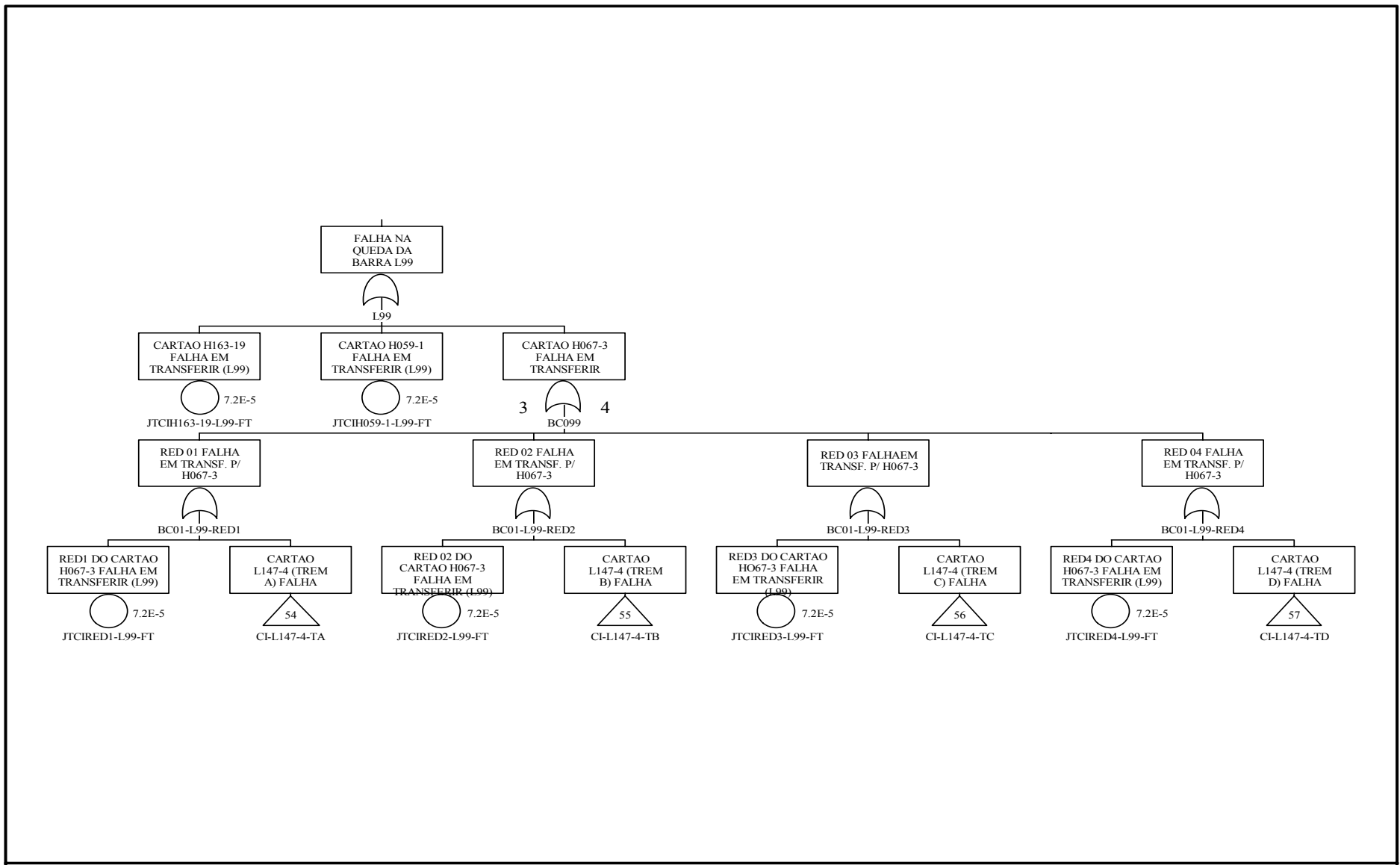












**APÊNDICE C**

**CODIFICAÇÃO DOS EVENTOS BÁSICOS**

**TABELA C-1: COMPONENTES DA I&C**

REFERENCIA FABR.	CANAL	DESENHO	LOCALIZAÇÃO	CODIFICAÇÃO (EVENTO BÁSICO)	FUNÇÃO
AIU21		1JTP11-124	CMP04.B	JTCI-H163-1-TA/TB/TC/TD-FT	RELEB 1
AGS11		1JTP11-125	CMP04.B	JTCI-L147-1-TA/TB/TC/TD	RELEB 1
AGS11		2JTP11-125	CMP04.B	JTCI-L147-2-TA/TB/TC/TD	RELEB 1
D14	NA	JTP12-175	CMP04.G	JTCI-E967-TA/TB/TC/TD	RELEB II
AVZ11		5JTP11-125	CMP04.B	JTCI-L131-5-TA/TB/TC/TD	RELEB 1
AVZ11		6JTP11-125	CMP04.B	JTCI-L131-6-TA/TB/TC/TD	RELEB 1
ASG12	NA	JTP11-125	CMP04.B	JTCI-L155-12-TA/TB/TC/TD	RELEB 1
VS11		2JTP11-125	CMP04.B	JTCI-L091-2-TA/TB/TC/TD	RELEB 1
FA15		5JTP11-125	CMP04.B	JTCI-L163-5-TA/TB/TC/TD	RELEB I
ABV11		3JTP31-125	CMP06.K	JTCI-E131-3-TA/TB/TC/TD	STEW
ABA11	NA	JTP31-125	CMP06.K	JTCI-L091-11-TA/TB/TC/TD	STEW
VO11		8JTP31-116	CMP06.K	JTCI-L083-8-TA/TB/TC/TD	STEW
VZ11		2JTP31-116	CMP06.K	JTCI-E147-2-TA/TB/TC/TD	STEW
FA15		9JTP31-116	CMP06.K	JTCI-E091-9-TA/TB/TC/TD	STEW
ABV11		4JTP31-118	CMP06.K	JTCI-L019-4-TA/TB/TC/TD	STEW
ABV11		4JTP31-120	CMP06.K	JTCI-L003-4-TA/TB/TC/TD	STEW
ABA11		3JTP81-115	CMP00(01/03/05/09)F	JTCI-H067-3-TA/TB/TC/TD	BETAET
ASE13		1JTP81-114	CMP00(01/03/05/09)F	JTCI-H059-1-TA/TB/TC/TD	BETAET
ASE19	NA	JTP81-113	CMP00(01/03/05/09)F	JTCI-H163-19-TA/TB/TC/TD	BETAET
ASS31		6JTP87-163	CMP00(01/03/05/09)N	JTCI-B083-6-TA/TB/TC/TD	BETAET/SHUBA
ABV11		4JTP31-122	CMP06.K	JTCI-L147-4-TA/TB/TC/TD	STEW
ABV11		4JTP31-124	CMP06.K	JTCI-L163-4-TA/TB/TC/TD	STEW
ABA11		3JTP81-125	CMP00(01/03/05/09)F	JTCI-L067-3-TA/TB/TC/TD	BETAET
ABA11		3JTP81-145	CMP00(01/03/05/09)F	JTCI-S067-3-TA/TB/TC/TD	BETAET
		JTP81-144	CMP00(01/03/05/09)F		

**APÊNDICE D**  
**RELATÓRIOS DE QUANTIFICAÇÃO - SAPHIRE**

Project-> TESE	Analysis: RANDOM			
Fault Tree	Curr MinCut	Base MinCut	Difference	Ratio
--				
BC-BL-36-NAO-CAI	1.232E-008	-----E-----	1.232E-008	
+0.000E+000				
BCL1L5	1.232E-008	-----E-----	1.232E-008	
+0.000E+000				
BCL2L6	1.232E-008	-----E-----	1.232E-008	
+0.000E+000				
BCL3L7L9	1.920E-008	-----E-----	1.920E-008	
+0.000E+000				
BCL4L8	1.232E-008	-----E-----	1.232E-008	
+0.000E+000				
CI-B011-3-TA	3.591E-005	-----E-----	3.591E-005	
+0.000E+000				
CI-B011-3-TB	3.591E-005	-----E-----	3.591E-005	
+0.000E+000				
CI-B011-3-TC	3.591E-005	-----E-----	3.591E-005	
+0.000E+000				
CI-B011-3-TD	3.591E-005	-----E-----	3.591E-005	
+0.000E+000				
CI-E131-3-TA-RED1	2.633E-004	-----E-----	2.633E-004	
+0.000E+000				
CI-E131-3-TA-RED2	2.633E-004	-----E-----	2.633E-004	
+0.000E+000				
CI-E131-3-TA-RED3	2.633E-004	-----E-----	2.633E-004	
+0.000E+000				
CI-E131-3-TA-RED4	2.633E-004	-----E-----	2.633E-004	
+0.000E+000				
CI-E131-3-TB-RED1	2.633E-004	-----E-----	2.633E-004	
+0.000E+000				
CI-E131-3-TB-RED2	2.633E-004	-----E-----	2.633E-004	
+0.000E+000				
CI-E131-3-TB-RED3	2.633E-004	-----E-----	2.633E-004	
+0.000E+000				
CI-E131-3-TB-RED4	2.633E-004	-----E-----	2.633E-004	
+0.000E+000				
CI-E131-3-TC-RED1	2.633E-004	-----E-----	2.633E-004	
+0.000E+000				
CI-E131-3-TC-RED2	2.633E-004	-----E-----	2.633E-004	
+0.000E+000				
CI-E131-3-TC-RED3	2.633E-004	-----E-----	2.633E-004	
+0.000E+000				
CI-E131-3-TC-RED4	2.633E-004	-----E-----	2.633E-004	
+0.000E+000				
CI-E131-3-TD-RED1	3.233E-004	-----E-----	3.233E-004	
+0.000E+000				
CI-E131-3-TD-RED2	3.233E-004	-----E-----	3.233E-004	
+0.000E+000				
CI-E131-3-TD-RED3	3.233E-004	-----E-----	3.233E-004	
+0.000E+000				
CI-E131-3-TD-RED4	3.233E-004	-----E-----	3.233E-004	
+0.000E+000				
CI-L003-4-TA	4.789E-005	-----E-----	4.789E-005	
+0.000E+000				
CI-L003-4-TB	4.789E-005	-----E-----	4.789E-005	
+0.000E+000				
CI-L003-4-TC	4.789E-005	-----E-----	4.789E-005	
+0.000E+000				
CI-L003-4-TD	4.789E-005	-----E-----	4.789E-005	
+0.000E+000				
CI-L019-4-TA	4.789E-005	-----E-----	4.789E-005	
+0.000E+000				

CI-L019-4-TB +0.000E+000	4.789E-005 -----E-----	4.789E-005
CI-L019-4-TC +0.000E+000	4.789E-005 -----E-----	4.789E-005
CI-L019-4-TD +0.000E+000	4.789E-005 -----E-----	4.789E-005
CI-L035-9-TA +0.000E+000	3.592E-005 -----E-----	3.592E-005
CI-L035-9-TB +0.000E+000	3.592E-005 -----E-----	3.592E-005
CI-L035-9-TC +0.000E+000	3.592E-005 -----E-----	3.592E-005
CI-L035-9-TD +0.000E+000	3.592E-005 -----E-----	3.592E-005
CI-L123-1-TA +0.000E+000	2.394E-005 -----E-----	2.394E-005
CI-L123-1-TB +0.000E+000	2.394E-005 -----E-----	2.394E-005
CI-L123-1-TC +0.000E+000	2.394E-005 -----E-----	2.394E-005
CI-L123-1-TD +0.000E+000	2.394E-005 -----E-----	2.394E-005
CI-L131-5-TA +0.000E+000	9.576E-005 -----E-----	9.576E-005
CI-L131-5-TB +0.000E+000	9.576E-005 -----E-----	9.576E-005
CI-L131-5-TC +0.000E+000	9.576E-005 -----E-----	9.576E-005
CI-L131-5-TD +0.000E+000	9.576E-005 -----E-----	9.576E-005
CI-L131-6-TA +0.000E+000	3.591E-005 -----E-----	3.591E-005
CI-L131-6-TB +0.000E+000	3.591E-005 -----E-----	3.591E-005
CI-L131-6-TC +0.000E+000	3.591E-005 -----E-----	3.591E-005
CI-L131-6-TD +0.000E+000	3.591E-005 -----E-----	3.591E-005
CI-L139-1-TA +0.000E+000	1.077E-004 -----E-----	1.077E-004
CI-L139-1-TB +0.000E+000	1.077E-004 -----E-----	1.077E-004

FAULT TREE CUT SETS (QUANTIFICATION) REPORT

Family : TESE Analysis : RANDOM  
 Fault Tree : BC-BL-36-NAO-CAI Case : CURRENT  
 Mincut Upper Bound : 1.232E-008

Cut No.	% Total	% Cut Set	Prob/ Freq.	CURRENT CUT SETS
1	1.2	1.2	1.4E-010	FONTE-TA, JTCIH099-7-TB-FT
2	2.3	1.2	1.4E-010	FONTE-TA, JTCIL059-2-TB-FT
3	3.5	1.2	1.4E-010	FONTE-TC, JTCIH099-7-TB-FT
4	4.7	1.2	1.4E-010	FONTE-TC, JTCIL059-2-TB-FT
5	5.8	1.2	1.4E-010	JTCIB011-3-TA-FT, JTFT-TD
6	7.0	1.2	1.4E-010	JTCIB011-3-TC-FT, JTFT-TD
7	8.1	1.2	1.4E-010	JTCIB163-5-TA-FT, JTFT-TD
8	9.3	1.2	1.4E-010	JTCIB163-5-TC-FT, JTFT-TD
9	10.5	1.2	1.4E-010	JTCIE967-TA-FT, JTCIH099-7-TB-FT
10	11.6	1.2	1.4E-010	JTCIE967-TA-FT, JTCIL059-2-TB-FT
11	12.8	1.2	1.4E-010	JTCIE967-TC-FT, JTCIH099-7-TB-FT
12	14.0	1.2	1.4E-010	JTCIE967-TC-FT, JTCIL059-2-TB-FT
13	15.1	1.2	1.4E-010	JTCIH051-4-TA-FT, JTCIH099-7-TB-FT
14	16.3	1.2	1.4E-010	JTCIH051-4-TA-FT, JTCIL059-2-TB-FT
15	17.5	1.2	1.4E-010	JTCIH051-4-TC-FT, JTCIH099-7-TB-FT
16	18.6	1.2	1.4E-010	JTCIH051-4-TC-FT, JTCIL059-2-TB-FT
17	19.8	1.2	1.4E-010	JTCIH059-4-TA-FT, JTCIH099-7-TB-FT
18	20.9	1.2	1.4E-010	JTCIH059-4-TA-FT, JTCIL059-2-TB-FT
19	22.1	1.2	1.4E-010	JTCIH059-4-TC-FT, JTCIH099-7-TB-FT
20	23.3	1.2	1.4E-010	JTCIH059-4-TC-FT, JTCIL059-2-TB-FT
21	24.4	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TA-FT, JTCIH099-7-TB-FT
22	25.6	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TA-FT, JTCIL059-2-TB-FT
23	26.8	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIH099-7-TC-FT
24	27.9	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIH163-1-TA-FT
25	29.1	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIH163-1-TC-FT
26	30.2	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL059-2-TA-FT
27	31.4	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL059-2-TC-FT
28	32.6	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL107-2-TA-FT
29	33.7	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL107-2-TC-FT
30	34.9	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL123-1-TA-FT
31	36.1	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL123-1-TC-FT
32	37.2	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL123-5-TA-FT
33	38.4	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL123-5-TC-FT
34	39.5	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL131-1-TA-FT
35	40.7	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL131-1-TC-FT
36	41.9	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL131-5-TA-FT
37	43.0	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL131-5-TC-FT
38	44.2	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL131-6-TA-FT
39	45.4	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL131-6-TC-FT
40	46.5	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL139-1-TA-FT
41	47.7	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL139-1-TC-FT
42	48.9	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL147-1-TA-FT
43	50.0	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL147-1-TC-FT
44	51.2	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL147-2-TA-FT
45	52.3	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL147-2-TC-FT
46	53.5	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL155-12-TA-FT
48	55.8	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL163-8-TA-FT
49	57.0	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIL163-8-TC-FT
50	58.2	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIP091-1-TA-FT
51	59.3	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTCIP091-1-TC-FT
52	60.5	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTPWL967-TA-FT
53	61.6	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TB-FT, JTPWL967-TC-FT
54	62.8	1.2	1.4E-010	JTCIH099-7-TC-FT, JTCIL059-2-TB-FT
55	64.0	1.2	1.4E-010	JTCIH163-1-TA-FT, JTCIL059-2-TB-FT
56	65.1	1.2	1.4E-010	JTCIH163-1-TC-FT, JTCIL059-2-TB-FT
57	66.3	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TA-FT, JTCIL059-2-TB-FT



58	67.5	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL059-2-TC-FT
59	68.6	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL107-2-TA-FT
60	69.8	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL107-2-TC-FT
61	70.9	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL123-1-TA-FT
62	72.1	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL123-1-TC-FT
63	73.3	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL123-5-TA-FT
64	74.4	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL123-5-TC-FT
65	75.6	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL131-1-TA-FT
66	76.8	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL131-1-TC-FT
67	77.9	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL131-5-TA-FT
68	79.1	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL131-5-TC-FT
69	80.3	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL131-6-TA-FT
70	81.4	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL131-6-TC-FT
71	82.6	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL139-1-TA-FT
72	83.7	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL139-1-TC-FT
73	84.9	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL147-1-TA-FT
74	86.1	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL147-1-TC-FT
75	87.2	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL147-2-TA-FT
76	88.4	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL147-2-TC-FT
77	89.6	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL155-12-TA-FT
78	90.7	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL155-12-TC-FT
79	91.9	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL163-8-TA-FT
80	93.0	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIL163-8-TC-FT
81	94.2	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIP091-1-TA-FT
82	95.4	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTCIP091-1-TC-FT
83	96.5	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTPWL967-TA-FT
84	97.7	1.2	1.4E-010	JTCIL059-2-TB-FT,	JTPWL967-TC-FT
85	98.9	1.2	1.4E-010	JTFT-TA,	JTFT-TD
86	100.0	1.2	1.4E-010	JTFT-TC,	JTFT-TD